

(19)



**Евразийское
патентное
ведомство**

(11) **046510**(13) **B1**(12) **ОПИСАНИЕ ИЗОБРЕТЕНИЯ К ЕВРАЗИЙСКОМУ ПАТЕНТУ**

(45) Дата публикации и выдачи патента
2024.03.21

(21) Номер заявки
202290946

(22) Дата подачи заявки
2020.09.16

(51) Int. Cl. **G21D 1/00** (2006.01)
G21D 5/08 (2006.01)
G21D 9/00 (2006.01)
F28D 20/00 (2006.01)
F01K 3/18 (2006.01)
F28D 9/00 (2006.01)

(54) **АТОМНАЯ ТЕПЛОВАЯ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЯ С ГЕНЕРИРОВАНИЕМ
ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ В РЕЖИМЕ СЛЕДОВАНИЯ ЗА НАГРУЗКОЙ**

(31) **62/929,003; 62/986,902; PCT/
US2020/028011; 17/023,230**
(32) **2019.10.31; 2020.03.09; 2020.04.13;
2020.09.16**

(33) **US**
(43) **2022.07.11**

(86) **PCT/US2020/051128**
(87) **WO 2021/086510 2021.05.06**

(71)(73) Заявитель и патентовладелец:
ТЕРРАПАУЭР, ЭЛЭЛСИ (US)

(72) Изобретатель:
**Читэм Третий Джесс Р., Корбин
Роберт А., Джиллэнд Джон Р.,
Гейзлар Павел, Крамер Кевин,
Мартин Кристофер А., Моррис
Брайан, Петроски Роберт К., Склосс
Филип М., Уолтер Джошуа К., Уэрнер
Марк Р. (US)**

(74) Представитель:
**Поликарпов А.В., Соколова М.В.,
Путинцев А.И., Черкас Д.А., Игнатьев
А.В., Билык А.В., Дмитриев А.В.,
Бучака С.М., Бельтюкова М.В. (RU)**

(56) CN-A-108799026
KONOR FRICK ET AL.: "Design and
Operation of a Sensible Heat Peaking Unit for Small
Modular Reactors", NUCLEAR TECHNOLOGY, vol.
205, no. 3, 9 August 2018 (2018-08-09), pages
415-441, XP055731161, US, ISSN: 0029-5450, DOI:
10.1080/00295450.2018.1491181, abstract; figures
2-6, sections II, II.A, II.B.1-4, III.A, III.B
FLETCHER CARLSON ET AL.: "Model of
the impact of use of thermal energy storage on
operation of a nuclear power plant Rankine cycle",
ENERGY CONVERSION AND MANAGEMENT,
vol. 181, 1 February 2019 (2019-02-01), pages
36-47, XP055730999, GB, ISSN: 0196-8904, DOI:
10.1016/j.enconman.2018.11.058, abstract; figures
1-3, sectiond 1, 2, 2.3
US-A1-2012207261

(57) В изобретении интегрированная энергетическая система содержит атомную тепловую электростанцию, расположенную на ядерном объекте. Атомная тепловая электростанция производит тепловую энергию, которая передается в систему аккумуляции тепловой энергии, расположенную за пределами ядерного объекта. Система аккумуляции тепловой энергии находится в тепловом сообщении с системой выработки электроэнергии, которая также удалена от ядерного объекта. При таком расположении атомная тепловая электростанция изолирована и отделена от системы выработки электроэнергии. Атомная тепловая электростанция может поставлять тепловую энергию с температурой выше 800°C или более для хранения в системе аккумуляции тепловой энергии до тех пор, пока она не понадобится, например, для промышленного производства тепла, для производства электроэнергии или для других целей. Теплоаккумулирующая система не зависит от источника, при этом к общей теплоаккумулирующей системе и системе выработки электроэнергии могут быть подключены один или несколько дополнительных генераторов тепловой энергии, таких как дополнительные ядерные реакторы, солнечные тепловые электростанции или другие генераторы тепловой энергии.

046510
B1

046510
B1

Перекрестная ссылка на родственные заявки

В соответствии с §119(е) Главы 35 Свода Законов США, приоритет настоящей заявки заявляется по дате подачи предварительной заявки США № 62/986,902, поданной 9 марта 2020 г., причем эта заявка частично является продолжением заявки PCT/US2020/028011, поданной 13 апреля 2020 г., приоритет которой испрашивается соответствии с §119(е) Главы 35 Свода Законов США по дате подачи предварительной заявки США № 62/833,623, поданной 12 апреля 2019 г., и предварительной заявки США № 62/929,003, поданной 31 октября 2019 г., которые озаглавлены "Атомная тепловая электростанция с генерированием электроэнергии в режиме следования за нагрузкой" и описания которых полностью включены в настоящий документ посредством ссылки.

Уровень техники

Область настоящего изобретения относится к ядерным реакторам, а более конкретно, к ядерным реакторам для выработки тепла с улучшенной безопасностью и способностью работы в режиме следования за нагрузкой.

Для известных способов и систем для выработки электроэнергии из ядерного реактора требуется, чтобы ядерный реактор прошел серьезное планирование, строительство и обязательное лицензирование радиационной части перед его запуском. Ядерный реактор подключен к энергетическому циклу для преобразования ядерной тепловой энергии в электричество, обычно с помощью паровой турбины, в которой в качестве рабочего тела используется вода. Несмотря на то, что ядерные реакторы, работающие таким образом, существуют уже несколько десятилетий, типичная установка имеет несколько недостатков.

Например, радиационная часть, которая содержит зону реактора, системы манипулирования топливом и системы преобразования энергии, обычно работает при высоких температурах и давлениях, что требует больших защитных ограждающих конструкций. Кроме того, конструкция, расположенная в радиационной части, также должна быть проинспектирована и должна получить атомную лицензию от регулирующего органа для эксплуатации, что является длительным и дорогостоящим мероприятием.

Кроме того, реактор подвергается балансу аварийных остановов станции, когда неисправное оборудование вызывает автоматический останов атомной электростанции. Наконец, атомная электростанция не рассчитана на быстрое изменение мощности и, следовательно, не может эффективно отслеживать потребность в нагрузке от электрической сети.

Несмотря на то что атомные электростанции предлагают многочисленные и значительные преимущества по сравнению с другими формами производства электроэнергии, было бы желательно обеспечить усовершенствования, которые приводят к более безопасной, более гибкой и эффективной системе для выработки, хранения и преобразования тепловой энергии, а также другие признаки, которые станут очевидными из последующего описания.

Сущность изобретения

В соответствии с некоторыми вариантами выполнения, атомная электростанция может быть реконфигурирована, перекомпонована и работать как атомная тепловая электростанция, что обеспечивает многочисленные преимущества. Например, атомная электростанция может быть реконфигурирована и эксплуатироваться для выработки тепловой энергии, которая может транспортироваться дистанционно в теплоаккумулирующую систему. Теплоаккумулирующая система, в свою очередь, может быть соединена с установкой преобразования энергии, которая преобразует тепловую энергию в промышленное тепло, электричество или используется для других полезных целей. Развязывая ядерный реактор от неядерного оборудования станции, включая систему преобразования энергии, можно реализовать много преимуществ.

Например, обязательное лицензирование может выполняться намного более эффективно, когда в радиационной части установлено меньше оборудования. В некоторых ядерных реакторах теплоносителем является жидкий металл, например, натрий. Когда натрий вступает в контакт с водой, возникает экзотермическая и энергетическая реакция, и должны быть предусмотрены системы безопасности, чтобы подавить эту реакцию и сдержать эту реакцию, если она произойдет. Благодаря размещению паровой установки удаленно от реактора, реактор, тем самым, изолирован от любых водосодержащих систем, которые обычно могут использоваться вместе с атомной электростанцией.

Кроме того, несколько атомных тепловых электростанций могут быть подключены к общей теплоаккумулирующей системе, что обеспечивает преимущества с точки зрения затрат и времени на строительство, простоту обслуживания, поскольку один или несколько реакторов могут быть остановлены без воздействия на всю атомную тепловую электростанцию, причем атомная тепловая электростанция может эффективно доставлять больше энергии в период высокого спроса, чем она могла бы доставить, если бы она была подключена непосредственно к системе преобразования энергии.

В последующем описании представлены концепции, которые предлагают прорывной потенциал для экономики установки ядерного реактора с натриевым теплоносителем, а также атомных электростанций, использующих другие виды топлива, теплоносители и технологии. Эти прорывы могут быть результатом переосмысления технологии для снижения затрат и неопределенности графика или расширения потоков доходов, например, путем поставки электроэнергии и тепла потребителям. В дополнение к экономическим преимуществам, обеспечение возможности решения политических проблем (надежность сети, ус-

тойчивость к распространению оружия, возможность экспорта, легкость размещения и т.д.) является фактором, позволяющим реализовать эти преимущества.

Краткое описание чертежей

Лучшее понимание особенностей, преимуществ и принципов настоящего изобретения будет получено при обращении к последующему подробному описанию, в котором излагаются иллюстративные варианты выполнения, и к сопровождающим чертежам, на которых:

фиг. 1 изображает типичную атомную электростанцию;

фиг. 2 изображает атомную тепловую электростанцию, отделенную от установки выработки электроэнергии, в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 3 изображает атомную тепловую электростанцию, соединенную с теплоаккумулирующей установкой, в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 4 изображает атомную тепловую электростанцию, соединенную с удаленной теплоаккумулирующей установкой с необязательным аккумулятором тепла, в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 5 изображает атомную тепловую электростанцию, соединенную с удаленной теплоаккумулирующей системой, которая соединена с внешними нагрузками, в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 6 изображает иллюстративное промышленное отопление и требуемые температуры;

фиг. 7 изображает энергетическую систему, в которой несколько источников тепла совместно используют общую теплоаккумулирующую систему и преобразования энергии в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 8 изображает энергетическую систему, в которой несколько источников тепла совместно используют общую теплоаккумулирующую систему и преобразования энергии со вспомогательной системой питания в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 9 изображает атомную тепловую электростанцию, соединенную с удаленной теплоаккумулирующей системой, связанной с внешними нагрузками и дополнительным тепловым использованием, в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 10 изображает гибридную энергетическую систему, в которой несколько форм генераторов тепловой энергии подключены к общей теплоаккумулирующей системе и общей системе преобразования энергии в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 11 изображает энергетическую систему, в которой ядерный блок отделен от силового блока интегрированным блоком аккумуляции энергии в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 12А изображает интегрированную энергетическую систему с атомной тепловой электростанцией в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 12В изображает интегрированную энергетическую систему с атомной тепловой электростанцией, в которой промежуточный тепловой контур исключен из архитектуры системы в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 13А изображает вид в аксонометрии варианта выполнения компактного теплообменника в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 13В изображает вид в аксонометрии варианта выполнения компактного теплообменника в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 14А изображает схематический вид атомной тепловой электростанции с кожухотрубным теплообменником в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 14В схематично изображает атомную тепловую электростанцию с компактным теплообменником в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 15 схематично изображает интегрированную энергетическую систему, использующую энергетический цикл на сверхкритическом диоксиде углерода, в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 16 схематично изображает атомную тепловую электростанцию, соединенную с дистанционным энергетическим циклом на сверхкритическом диоксиде углерода, который соединен с внешней нагрузкой, в соответствии с некоторыми вариантами выполнения;

фиг. 17 изображает схематический вид интегрированной энергетической системы, в которой атомная тепловая электростанция подает тепловую энергию в теплоаккумулирующую систему и систему энергетического цикла в соответствии с некоторыми вариантами выполнения.

Подробное описание

Последующее подробное описание обеспечивает лучшее понимание признаков и преимуществ изобретений, описанных в настоящем описании, в соответствии с раскрытыми в настоящем документе вариантами выполнения. Несмотря на то, что подробное описание содержит много конкретных вариантов выполнения, они представлены только в качестве примера и не должны рассматриваться как ограничивающие объем раскрытых в настоящем документе изобретений.

В то время как стоимость ядерной энергии важна и заслуживает внимания, доходная часть и политический аспект ядерной энергетики в равной степени заслуживают внимания. Стоимость атомной энер-

гии была важным показателем при описании коммерческой привлекательности при выходе на строго регулируемый, коммерциализированный рынок производства электроэнергии с базовой нагрузкой. Поиск подходов к снижению нормативного бремени и расширению возможностей коммерческого рынка является ключом к революционным экономическим изменениям, которые увеличивают доходы при умеренном увеличении затрат. Технические решения политических проблем также имеют стратегическое значение, которое трудно уловить, наскоро оценивая стоимость строительства. Использование недооцененных в настоящее время факторов, таких как отсутствие выбросов CO₂, с возможностью интеграции со все более динамичной электрической сетью, станет более ценным в ближайшие десятилетия.

Помимо проблем с эксплуатационными расходами в отношении ядерной энергии, связанными со следованием за нагрузкой, производство электроэнергии с базовой нагрузкой не имеет возможности отслеживать доход, поскольку цены на электроэнергию меняются в течение дня, как "пиковые" электростанции (например, электростанции, которые могут работать только тогда, когда существует высокий или пиковый спрос). Для повышения конкурентоспособности ядерной энергетики в меняющемся энергетическом ландшафте необходимы производственные и технологические инновации, которые позволят ядерной энергетике работать на полную мощность и получить доступ к возможностям рыночных спекуляций в дополнение к производству электроэнергии на полную мощность. В то время, когда цены на электроэнергию ниже себестоимости из-за перебоев в использовании возобновляемых источников энергии, атомным электростанциям требуется альтернативный производственный канал вместо одного только спроса на электроэнергию со следованием за нагрузкой. Это принципиально требует понимания конкурентных преимуществ атомных электростанций по сравнению с периодически возобновляемыми источниками энергии. Эти конкурентные преимущества приводят к желанию и возможности совмещения с другими производственными процессами для достижения экономии за счет концентрации в процессах производства энергии и изготовления.

Одной из отличительных характеристик ядерной энергетики по сравнению с ветровой, солнечной и другими возобновляемыми источниками энергии является концентрированная мощность на валу до выработки электроэнергии и тепловыделения. Использование этих различий может определить конкурентные преимущества в периоды производства энергии по низким ценам, чтобы либо более эффективно хранить энергию, либо производить другой товарный продукт. Многие предприятия по производству электроэнергии используют паровой цикл Ранкина для преобразования тепловой энергии в электричество. Хотя преобразование мощности на валу в электрическую во вращающемся генераторе имеет высокий КПД (98-99%), преобразование электроэнергии обратно в мощность на валу немного менее эффективно (~95%). Дополнительные потери возникают при повышении напряжения для передачи по линиям электропередачи и понижении напряжения для локального потребления. Точные потери от передачи до потребления зависят от местоположения и расстояния, но общие расчетные потери от производства энергии на атомной электростанции до потребления энергии на объекте для этого примера оцениваются в 2-4%. Комбинированные потери КПД показывают, что прямая мощность на валу дает прирост КПД на 8-11% по сравнению с производством электроэнергии на мощность на валу в другом месте. В результате существует потенциальный пограничный арбитраж между производством электроэнергии и работой с прямым приводом на валу с достаточно мощной системой сцепления и зубчатой передачи. Система сцепления и зубчатой передачи будет способна полностью или частично преобразовывать мощность вала в неэлектрическую производственную работу. Задача состоит в том, чтобы запускать/останавливать процессы вплоть до гигаваттного масштаба и соответствующих массовых расходов продукта, чтобы поддерживать огромную рабочую нагрузку.

Одним из таких примеров может быть использование аккумулятора энергии на сжатом воздухе (CAES) или аккумулятора энергии на сжиженном воздухе (LAES), чтобы атомные электростанции могли работать на полную мощность при низких ценах на электроэнергию (и, следовательно, при низком спросе на электроэнергию) за счет обеспечения мощности на валу для сжижения воздуха в дополнение к обеспечению потребностей в электроэнергии базовой нагрузки. Криогенный сжиженный воздух, хранящийся при атмосферном давлении, впоследствии может быть испарен вместе с отработанным ядерным теплом для приведения в действие турбины для выработки электроэнергии. CAES и LAES рассчитаны на масштабирование хранилища в гигаватт-часах и представляют собой значительную возможность для управления энергией. Хранящийся сжиженный воздух затем может приводить в движение турбину во время пиковых цен на электроэнергию, чтобы увести атомную энергетику от ценообразования только при базовой нагрузке. Благодаря масштабируемости технологий CAES и LAES и технической зрелости больших криогенных резервуаров для хранения, существует возможность объединить концентрированную мощность на валу ядерной энергетики для криогенного охлаждения и отработанное тепло для кипячения сжиженного воздуха для привода турбины. Такое сочетание возможностей будет более эффективным, чем обеспечивают требования к насосам с электрическим приводом и потребности в "аккумуляции тепла" предлагаемых в настоящее время технологий CAES и LAES, что дает объединенной технологии конкурентное преимущество по сравнению с любой другой технологией в отдельности. Эта технология, при соответствующем развитии, может быть модернизирована на существующем ядерном парке Соединенных Штатов, который производит 99 ГВт электроэнергии.

Тогда как наиболее вероятное использование CAES и LAES заключается в производстве энергии, более избирательная дистилляция сжиженного сжатого воздуха также может дать потоки газов высокого качества в качестве товарного продукта. Примером может быть продажа потоков чистого кислорода путем температурной дистилляции для медицинских целей или производства энергии для компаний, которые надеются упростить улавливание углерода, удалив осложнения, связанные с производством NO_x и SO_x путем сжигания только природного газа и кислорода. Это открывает возможность совместного размещения электростанций, работающих на природном газе, с электростанциями CAES-Nuclear для упрощения улавливания углерода. Оставшиеся дистиллированные газы могут использоваться из-за их низкой температуры, удельного значения газа или потребляться в турбине, например, для производства электроэнергии.

Другим аналогичным применением полезной мощности в США является экспортный рынок сжиженного природного газа (СПГ), спрос на который продолжает расти и достиг к 2019 г. приблизительно 8,9 миллиарда кубических футов в день. В настоящее время в технологическом процессе потребляется до 10% исходного газа для сжижения. Используя более консервативную оценку для процесса сжижения, равную 4100 кДж/кг, для поддержки текущего процесса сжижения требуется около 230 ГВт-ч энергии в год. Атомные электростанции могут сыграть значительную роль в увеличении экспорта СПГ в остальной мир либо за счет прямого сжатия, либо за счет комбинации с аккумулятором энергии CAES с использованием холодного CAES с одной стороны теплообменника и природного газа с другой. В этой комбинированной системе природный газ сжимается для хранения или экспорта, а сжатый воздух закипает для вращения электрической турбины. В любом случае воздух и природный газ можно подавать на электростанцию и легко обрабатывать, и они относительно легко поддаются операциям "запуск - останов" для адаптации к режиму следования за нагрузкой.

Другой пример перекачки текучей среды - это массовая перекачка гидроэнергии/обновление водоносного горизонта в качестве разумного применения для запуска/останова. Если предположить, что рыночные ценовые сигналы разовьются в следующем десятилетии, чтобы гарантировать масштабные усилия по откачке воды и связанных с ними трубопроводов, повышение эффективности при использовании прямой мощности на валу для обновления водоносного горизонта может составить более семи квадрильонов единиц энергии (т.е. один квадрильон составляет 10^{15} ВТУ, или $1,055 \times 10^{18}$ Дж) или больше в год. Предположительно, меры по регенерации воды уменьшат необходимое усилие по откачке, но, вероятно, не устранят потребность в замене воды. Кроме того, это насосное усилие также представляет собой мощную "закачиваемую гидроэнергетику", которая может работать в обратном направлении вдоль трубопровода для дополнения периодически возникающих источников энергии и пополнения местных водоносных горизонтов.

Как указывалось выше, сконцентрированная мощность на валу является лишь одной из отличительных характеристик ядерной энергии по сравнению с солнечной, ветровой и другими вариантами возобновляемой энергии. В промышленных процессах для производства таких продуктов, как рафинированное масло, кокс и сталь, химикаты, цемент и т.д., требуется как энергия, так и определенная температура. Минимальная температура, необходимая для протекания химического процесса, является ключевым фактором, определяющим наилучший первичный источник энергии. Несмотря на то, что потребление первичного тепла зависит от конкретного рынка, требования к температуре для данного процесса являются универсальными. Несмотря на то, что для процессов существует целый спектр требований к температуре, основные интересные температуры, по-видимому, составляют 100-250°C, при производстве пара и горячей воды, в процессах нефтепереработки (нефтехимии) в диапазоне 250-550°C, а также в высокотемпературных процессах для цемента, чугуна, производство стали и стекла при температуре больше 1000°C. Если смотреть на энергетический рынок в целом, нефтепереработка потребляет более 6 квадрильонов единиц энергии в год, а продукция лесного хозяйства - немногим более 3 квадрильонов единиц энергии в год.

В настоящее время ископаемое топливо удовлетворяет как масштабу потребности в энергии, так и температуре. В мире безуглеродной энергетики найти лучший способ заменить полезность и универсальность ископаемого топлива является сложной задачей. Ветровая, солнечная и гидроэнергетики могут генерировать значительное количество энергии, но они не производят значительного количества высококачественного тепла. Эти источники энергии должны подвергнуться другому преобразованию энергии, чтобы получить технологическое тепло более высокого качества. Дополнительные этапы, такие как резистивные нагреватели или производство водорода с помощью доменных печей, должны быть включены в ценообразование на эти источники энергии. Также может потребоваться дополнительное аккумулялирование энергии для достижения высоких коэффициентов мощности для работы промышленного оборудования 24 ч в сутки или принятия "упущенной возможности" с установками с низким коэффициентом мощности.

Конкурируя за счет тепла, а не электроэнергии, атомная электростанция имеет ценовую конкуренцию, основанную на долларах США за ММВТУ при определенной температуре в сопоставлении с долларами США за кВт (эл.), конвертированную для требуемой температуры. Одна из наиболее очевидных

отправных точек конкуренции - прямое производство и потребление пара. Лесная промышленность потребляет 1,3 квадрильонов единиц энергии пара в год, что составляет более 45 ГВт тепловых атомных электростанций, работающих круглосуточно, просто на переработки пара. При производстве продуктов лесной промышленности часть процесса создает отходы, такие как Черный Щелок (например, отходы крафт-процесса при переработке балансовой древесины в бумажную массу с удалением лигнина, гемицеллюлозы и других экстрактивных веществ из древесины для высвобождения целлюлозных волокон), биомассы и другого остаточного топлива, которые сжигаются для получения технологического тепла для получения пара. Остальная часть необходимого топлива в настоящее время пополняется углем или природным газом. Использование ядерной энергии для производства пара высвобождает 1330 тепловых ВТУ (1,3 квадрильонов единиц энергии) первичной энергии для использования в других высокотемпературных применениях, таких как нефтеперерабатывающие заводы или производство цемента. Путем использования ядерной тепловой энергии для обеспечения высококачественного технологического тепла для лесной промышленности, рекуперированная энергия продуктов лесной промышленности может обеспечить потребности в энергии как для производства цемента, так и для производства стекла в Соединенных Штатах (в сумме менее 1 квадрильона единиц энергии) с запасом энергии. Сжигание продуктов лесной промышленности считается углеродно-нейтральным действием и, следовательно, позволяет использовать ядерную замену производства пара для непосредственной поддержки высокотемпературных процессов. Несмотря на то, что источник топлива для производства цемента обладает большой степенью универсальности, обеспечение возможности транспортировки и использования лесных топливных продуктов в других использованиях первичного тепла может потребовать технологических инноваций. Подобно продукции лесного хозяйства, химическая промышленность в целом потребляет 1,2 квадрильона единиц энергии пара, который может быть напрямую заменен паром, создаваемым ядерной энергией. Однако такое вытеснение энергии не освобождает полностью возобновляемый источник топлива, а просто снижает количество природного газа и угля, необходимое для управления процессом, даже если возобновляемые источники энергии также сжигаются для поддержки их преобразования в продукты.

Другое использование пара, создаваемого с помощью ядерной энергии, может быть комбинацией атомной электростанции, которая производит пар для электролиза водорода, в то время как источники энергии периодического действия производят дешевую электроэнергию, и производства электроэнергии, когда источники энергии периодического действия отключены. По мере увеличения температуры пара требуется меньше электричества для проведения электролиза. Однако повышение эффективности использования электроэнергии при более высоких температурах может быть экономически неинтересным в мире, где пиковые периодические выработки электроэнергии приводят к тому, что стоимость электроэнергии становится "слишком дешевой для измерения". Если стоимость оборудования для электролиза может быть дешевым образом интегрирована в байпасный паропровод, то ядерный реактор может легко перейти, частично или полностью, на электролиз в периоды низкой стоимости электроэнергии. Это позволяет атомным электростанциям конкурировать в производстве тепла при низких ценах на электроэнергию и в производстве электроэнергии при более высоких ценах на электроэнергию. Получающееся в результате производство водорода следует рассматривать не только как механизм аккумуляции энергии, но, скорее, как источник промышленных потребностей в тепле больше 1000°C, например, для производства цемента, железа, стали и стекла.

В случае усовершенствованных ядерных реакторов, которые имеют более высокую температуру на выходе из реактора, становятся доступными более прямые возможности для промышленных процессов. Например, более высокая температура на выходе из реактора может использоваться в качестве предварительного нагревателя для других промышленных процессов или в качестве первичного источника тепла для химического процесса. В случае переработки нефти существует значительная потребность в энергии при перегонке и крекинге углеводородов, требующих более 6 квадрильонов (британских тепловых единиц, ВТУ; эквивалентна $2,05 \times 10^{16}$ Дж) энергии. Реактор с натриевым теплоносителем может быть основным источником тепла для ряда низкотемпературных процессов крекинга, а тепло реактора также может быть "повышено" до требуемых пиковых температур нефтеперерабатывающего завода с помощью электрического нагрева или небольших количеств ископаемого топлива. Большая часть технической проблемы в этом случае состоит в том, чтобы минимизировать количество теплообменников/потерь во время теплообмена, а также разработать технологию для нефтеперерабатывающих заводов, позволяющую принимать температурные и энергетические входные параметры, отличные от параметров нефти, электричества и пара. Примером может служить замена теплообменника соль/масло для традиционной камеры сжигания для высокотемпературного крекинга. Другие типы усовершенствованных ядерных реакторов, такие как, например, реактор на расплавленной соли могут использоваться для непосредственного получения необходимого более высокотемпературного промышленного технологического тепла.

Возможности аккумуляции тепла также существуют для разделения производства тепла и использования тепла для атомных тепловых электростанций. Предложение общего характера состоит в том, чтобы использовать первичный теплоноситель атомных тепловых электростанций для нагрева большого теплового аккумулятора, например, солей с фазовым переходом, и перекачивать их в большие

резервуары. Эти большие резервуары с нагретыми солями можно затем использовать для производства электроэнергии, например, с помощью парового цикла Ранкина, или для подачи технологического тепла в зависимости от конкретного применения. Разделяя производство тепла и прямое его использование, аккумулятор тепла представляет собой гибкое средство для "следования за нагрузкой" при производстве электроэнергии, работая на полную мощность и заполняя резервуары горячей соли, но производя электричество в более ценное время во время пикового спроса или более традиционное производство энергии при постоянной нагрузке. Этот подход также позволяет атомной электростанции работать как пиковая электростанция для возможностей ценовой спекуляции, продолжая при этом работать на полной мощности. Дополнительная экономия средств также существует, если атомная электростанция и первичный теплоноситель/солевые теплообменники и хранилища соли могут быть разделены, поскольку они не важны для безопасности реактора, поэтому правила строительства и оборудования для производства электроэнергии аналогичны неядерным электростанциям. Это позволяет использовать стандартные коммерческие протоколы безопасности, затраты на эксплуатацию и техническое обслуживание ("O&M") и стандарты качества, которые могут оправдать использование любых теплообменников или наличие потерь тепла за счет от качки горячих солей из безопасного места атомной электростанции. По сути, энергосистема для атомной электростанции может быть построена в среде, отличной от NQA1 (с соответствующими операциями по техническому обслуживанию), чтобы получить от существующих солнечно-тепловых соляных энергетических компаний коммерчески конкурентоспособные конструкции.

Реакторы с более высокой температурой, такие как реакторы с натриевым охлаждением, на расплаве соли, высокотемпературные газовые реакторы и другие, также могут участвовать в производстве водорода с использованием процессов, отличных от ветряных и фотоэлектрических солнечных, в дополнение к паровому электролизу, который обсуждался выше. Одним из примеров высокотемпературных процессов является цикл медь-хлор. В этом цикле технологическое тепло от 400 до 500°C используется для производства водорода и кислорода. На последнем этапе цикла используется электролиз при температуре окружающей среды для рециркуляции всех химикатов, кроме воды, которая превращается в газ. Этот процесс представляет собой интересную возможность "поставлять с отслеживанием" дешевую электроэнергию, произведенную во время пика ветровой и солнечной энергии. При непрерывной эксплуатации высокотемпературной атомной тепловой электростанции для производства водорода и кислорода затраты на оборудование и эксплуатацию и техническое обслуживание оправдываются при заполнении резервуаров медно-хлорными реагентами для электролиза. Когда электричество становится дешевым, электролиз при температуре окружающей среды используется для преобразования содержимого резервуаров обратно в соответствующие исходные химические продукты, чтобы снова запустить цикл. Этот процесс аналогичен по сути заполнению соляных резервуаров горячей солью, которая будет использоваться в более позднее время, но более конкретно адаптирована к конечному химическому продукту. Этот пример не обязательно используется для отстаивания цикла медь-хлор, но общая идея состоит в том, что электроснабжение - это другой подход, чем аккумуляция энергии для удовлетворения спроса. Этот процесс также позволяет использовать большую часть оборудования атомной электростанции, используемого для производства водорода, при этом только некоторые резервуары и электролизное оборудование простаивают во время нормальной работы.

Эти особенности и преимущества, наряду со многими другими, могут быть реализованы путем перестройки атомной электростанции, которая позволяет размещать атомную тепловую электростанцию с промышленными и химическими системами нагрева, уменьшая площадь, занимаемую квалификационной областью NQA1, и загружая следующие возможности при эксплуатации ядерного реактора на полной мощности.

На фиг. 1 показана типичная атомная электростанция 100. Конструкция атомной электростанции 100 состоит из двух основных частей: радиационной части и турбинного оборудования. Центром радиационной части является зона 102 ядерного реактора, в которой находится ядерный реактор. Зона 104 обращения с топливом примыкает к зоне реактора, и обе конструкции обычно расположены внутри защитной зоны 106. Защитная зона 106 может содержать конструкцию защитной оболочки, которая может быть выполнена из армированной стали, бетона или свинца, или из комбинации материалов, которая создает конструкцию, окружающую ядерный реактор. Его конструкция и функция заключаются в том, чтобы удерживать выходящий радиоактивный пар или газ, и во многих случаях он предназначен для удержания выходящего газа под давлением до 550 кПа или более. Конструкция защитной оболочки спроектирована как последняя линия защиты от проектных аварий. Стоимость строительства защитной конструкции прямо пропорциональна не только размеру реактора, но также зависит от неядерных систем и компонентов электростанции, которые необходимо разместить в нем. Радиационная часть также содержит вспомогательные компоненты, такие как насосы, контуры текучей среды, диспетчерскую и другие вспомогательные компоненты.

Зона 104 обращения с топливом, которая может находиться внутри защитной зоны 106, спроектирована так, чтобы обеспечивать возможность перезагрузки топлива со скоростью, обеспечивающей непрерывную работу реактора. Она также содержит подкритическое топливо вне активной зоны реактора и предотвращает повреждение и загрязнение топлива. Она также может содержать оборудование для пе-

ремещения тепловыделяющих стержней и тепловыделяющих сборок, например, для перезагрузки топлива в активную зону реактора.

К зоне реактора и части радиационной части примыкают парогенераторы 108. В некоторых случаях парогенераторы 108 находятся внутри защитной зоны 106 и подают перегретый пар в паровые турбины 110. Парогенераторы 108 получают тепловую мощность от реактора и передают тепловую энергию паровым турбинам 110, которые преобразуют энергию пара в механическую энергию. В некоторых установках радиоактивная вода проходит через паровые турбины 110, которые должны находиться в пределах радиологически контролируемой зоны атомной электростанции. Паровые турбины 110, в свою очередь, механически связаны с генераторами 112, которые преобразуют механическую энергию паровых турбин 110 в электричество.

Зона 114 проверки тепловыделяющих стержней может находиться на месте для проведения пострadiационного обследования ("PIE") и анализа. Зона 114 проверки тепловыделяющих стержней часто примыкает к зоне 104 обращения с топливом, чтобы использовать общее оборудование для обращения с топливом. Зона 114 проверки тепловыделяющих стержней может дополнительно содержать горячую камеру для хранения и проверки облученных топливных стержней.

Как показано на фиг. 1, может потребоваться, чтобы защитная зона 106 охватывала зону 102 реактора, а также зону 104 обращения с топливом. В некоторых случаях конструкции парогенераторов 108 и связанное с ними оборудование находится за пределами защитной зоны 106, но во многих случаях требуется, чтобы они находились внутри защитной зоны 106. Один или несколько контуров с теплоносителем используются для переноса тепла из зоны 102 реактора через теплообменник в теплоноситель, который не только охлаждает активную зону ядерного реактора, но также позволяет теплу переноситься за пределы защитной зоны в конструкции парогенераторов 108. Во многих случаях первичный контур с теплоносителем получает тепло от активной зоны реактора через первичный теплообменник и передает тепловую энергию вторичному контуру с теплоносителем через вторичный теплообменник. Во многих случаях теплоноситель в первичном контуре с теплоносителем становится радиоактивным. Многие реакторы, используемые в настоящее время, в качестве теплоносителя и замедлителя нейтронов используют воду под высоким давлением. Первичный теплоноситель обычно претерпевает фазовый переход жидкости в пар, поскольку он поглощает тепловую энергию из активной зоны реактора и затем передает тепловую энергию вторичному контуру.

Теплоноситель во вторичном контуре, который также может быть водой, получает тепло от контура первичного теплоносителя и претерпевает фазовый переход жидкости в пар, который используется для приведения в действие парогенераторов. Этот перегретый пар обычно находится под высоким давлением, что требует принятия мер безопасности для удержания пара высокого давления и высокой температуры в случае нарушения целостности.

В некоторых случаях первичный и/или вторичный теплоноситель может быть другим материалом, например расплавленным металлом. Например, в некоторых быстрых реакторах в качестве теплоносителя используется расплавленный металл, такой как жидкий натрий. В других случаях в качестве теплоносителя можно использовать расплав соли. И расплавленные металлы, и соли имеют низкое давление пара даже при высоких температурах и, таким образом, способны передавать тепло при более низких давлениях, чем вода при аналогичных температурах.

Атомная электростанция 100 обычно защищена границей 120 объекта, которая может включать периметр безопасности, такой как высокий забор с колючей проволокой. Атомная электростанция 100 и связанные с ней здания, конструкции, системы, трубопроводы и т.д. могут называться ядерным объектом, который находится в границах 120 ядерного объекта. Для обеспечения безопасности ядерного объекта обычно используются дополнительные меры безопасности, такие как ворота на всех точках доступа, охрана на точках доступа, камеры наблюдения, датчики движения и/или электрифицированные ограждения, среди прочего.

Атомная электростанция 100 дополнительно должна иметь зону аварийного планирования ("ЗАП"), которая требуется для подготовки к серьезным авариям на атомной электростанции. Во многих случаях ЗАП находится в радиусе десяти миль (около шестнадцати с половиной километров) от атомной электростанции 100.

Как показано на фиг. 2, зона 202 реактора и зона 204 обращения с топливом расположены внутри защитной зоны 206, имеющей защитную конструкцию. Эти два основных здания вместе с диспетчерской составляют радиационную часть. По сравнению с типичной атомной электростанцией, показанной на фиг. 1, видно, что парогенераторы, паровые турбины, генераторы и зона проверки тепловыделяющих стержней больше не находятся в радиационной части. Скорее, эти компоненты были установлены удаленно от радиационной части. Проиллюстрированная зона 202 реактора выполнена как атомная тепловая электростанция 200 и спроектирована и эксплуатируется для выработки тепла (в отличие от электричества, как на типичной атомной электростанции). В проиллюстрированной конфигурации теплоаккумулирующая система 208 удалена от ядерного оборудования и принимает тепловую энергию от атомной тепловой электростанции 200. Следует отметить, что тепловая энергия, генерируемая атомной тепловой электростанцией 200, транспортируется за пределы радиационной части, и во многих случаях за границу 210 объекта и даже за пределы ЗАП.

Одно непосредственное преимущество этой конфигурации состоит в том, что аккумулятор 208 тепла и установки 212 выработки энергии находятся за пределами области регулирования ядерной энергетики. Это позволяет построить и лицензировать атомную тепловую электростанцию 200 гораздо более эффективно, чем это возможно с атомной электростанцией.

Конструкция ядерного реактора, изображенная на фиг. 2, может представлять собой ядерный реактор любого подходящего типа. Например, ядерный реактор может включать, но не ограничивается этим, ядерный реактор с тепловым спектром, ядерный реактор с быстрым спектром, ядерный реактор с множеством спектров, ядерный реактор-размножитель или реактор на бегущей волне. Тепловая энергия, производимая ядерным реактором, может передаваться в теплоаккумулирующую систему с использованием системы 214 переноса энергии.

В некоторых вариантах выполнения в ядерном реакторе может использоваться топливо, для которого не требуется наличие тяжелого оборудования для работы с топливом, такого как для перезагрузки тепловыделяющих стержней или для перезагрузки реактора. Следовательно, в этих вариантах выполнения область 204 обращения с топливом может быть намного меньше, чем требуется для перемещения тепловыделяющих стержней и тепловыделяющих сборок в активную зону реактора и из нее. Такой реактор может представлять собой, среди других, реактор бассейнового типа или реактор на расплавленной соли. Одним из преимуществ реактора этого типа является то, что зона 204 обращения с топливом может быть намного меньше, и, следовательно, радиационная часть и/или защитная зона 206 могут быть меньше, чем обычно требуется для реакторов, в которых используются тепловыделяющие стержни и тепловыделяющие сборки, и поэтому требуется тяжелое оборудование для их работы и обращения с ними.

Ядерный реактор, в некоторых вариантах выполнения, может представлять собой ядерный реактор с жидким теплоносителем. Например, жидкий теплоноситель ядерного реактора может содержать, помимо прочего, жидкий металлический или солевой теплоноситель (например, хлорид урана, трихлорид урана, тетрахлорид урана, фторид лития, фторид бериллия или другие хлоридные или фторидные соли), жидкометаллический теплоноситель (например, натрий, NaK, другие сплавы натрия, свинец или свинец-висмут), жидкий органический теплоноситель (например, дифенил с дифенилоксидом) или жидкий теплоноситель на водной основе.

В другом варианте выполнения ядерный реактор может представлять собой ядерный реактор, имеющий теплоноситель на основе сжатого газа. Например, теплоноситель на основе сжатого газа может содержать, но не ограничивается этим, сжатый газообразный гелий или сжатый газообразный диоксид углерода.

В другом варианте выполнения ядерный реактор может представлять собой ядерный реактор, имеющий теплоноситель из смешанных фаз. Например, теплоноситель из смешанных фаз может содержать, но не ограничивается этим, материал смешанной фазы газ-жидкость (например, водяной пар - жидкая вода).

Теплоаккумулирующая система 208 может представлять собой любую подходящую установку для аккумуляции тепла, известную в настоящее время или которая будет создана позже. В некоторых вариантах выполнения теплоаккумулирующая система способна аккумулировать тепловую энергию в диапазоне 500°C или выше. В некоторых случаях теплоаккумулирующая система хранит энергию при 550°C, 600°C, 700°C, 750°C или выше. В некоторых случаях теплоаккумулирующая система 208 предназначена для хранения тепловой энергии выше 1000°C. В некоторых вариантах выполнения теплоаккумулирующая система 208 имеет несколько тепловых резервуаров и сохраняет тепловую энергию при различных температурах.

Теплоаккумулирующая система 208 находится в тепловом сообщении с ядерным реактором посредством системы 214 переноса энергии. Система 214 переноса энергии получает тепловую энергию от первичного теплообменника, связанного с ядерным реактором. Например, первичный теплоноситель ядерного реактора проходит через первичный теплообменник и передает тепловую энергию из активной зоны реактора в систему 214 переноса энергии, таким образом охлаждая первичный теплоноситель и передавая тепловую энергию системе 214 переноса энергии. Система 214 может считаться контуром вторичного теплоносителя, предназначенным для приема тепловой энергии от контура первичного теплоносителя и транспортировки тепловой энергии в теплоаккумулирующую систему 208.

Например, первая часть системы 214 переноса энергии может находиться в тепловом сообщении с частью контура первичного теплоносителя ядерного реактора, а вторая часть системы 214 переноса энергии может находиться в тепловом сообщении с теплоаккумулирующей системой 208.

Специалистам в данной области техники будет понятно, что комбинация теплообменных контуров, теплообменников и тепловых труб может использоваться совместно для подачи тепла из ядерного реактора в систему 214 переноса энергии и в теплоаккумулирующую систему 208. Например, первичный теплообменник, содержащий несколько тепловых труб, может использоваться для обеспечения теплового контакта первого теплообменного контура ядерного реактора с системой 214 переноса энергии. Второй теплообменник, который также может содержать несколько тепловых трубок, может использоваться для обеспечения теплового контакта системы 214 переноса энергии с теплоаккумулирующей системой 208. Таким образом, тепловая энергия, генерируемая ядерным реактором, может передаваться в теплоаккуму-

лирующую систему 208. Система 214 переноса энергии может использовать жидкий металл, соль или некоторую другую рабочую текучую среду для облегчения переноса тепла. В качестве альтернативы, система 214 переноса энергии может находиться в непосредственном тепловом сообщении с аккумулирующими средами в теплоаккумулирующей системе 208, например, там, где аккумулирующие среды могут перемещаться из теплоаккумулирующей системы 208 и переходить в первичный теплообменник в корпусе реактора.

Система 212 выработки энергии может располагаться ниже по потоку от теплоаккумулирующей системы 208 и находиться в тепловом сообщении с теплоаккумулирующей системой 208. Результатом такого типа конфигурации является то, что радиационная часть отделена от системы 212 выработки энергии. Другими словами, неисправность, возникающая в оборудовании, связанном с системой 212 выработки энергии или теплоаккумулирующей системой 208, не оказывает немедленного воздействия на ядерный реактор. В традиционных системах ядерных реакторов неисправность оборудования, связанного с системой 212 выработки энергии, часто вызывает автоматическое и немедленное отключение активной зоны реактора. Обычно это предусмотрено в качестве меры безопасности, чтобы обойти проблему с избыточным генерируемым теплом без достаточной теплопередающей способности для отвода избыточного тепла из системы ядерного реактора.

В некоторых случаях теплоаккумулирующая система 208 имеет большую емкость по тепловой энергии, чем расчетная выходная тепловая мощность реактора. Например, теплоаккумулирующая система 208 может быть спроектирована для доставки 1200 МВт-ч энергии, в то время как ядерный реактор спроектирован и эксплуатируется для выработки 400 МВт-ч энергии. Это обеспечивает теплоаккумулирующей системе 208 возможность аккумулирования избыточной энергии сверх того, что доставляет ядерный реактор, и доставки этой энергии на электростанцию 212 по мере необходимости. Например, если потребность в нагрузке системы 208 ниже, чем мощность реактора, теплоаккумулирующая система 208 заряжается дополнительной тепловой энергией. В течение времени высокой нагрузки, когда потребность в нагрузке на систему 208 больше, чем выходная мощность реактора, теплоаккумулирующая система 208 опорожняется.

Как далее проиллюстрировано на фиг. 2, установка 212 выработки энергии соединена с теплоаккумулирующей системой 208. Система 212 выработки энергии может быть любой системой 212 выработки энергии, которая известна в настоящее время или которая будет разработана позднее. В некоторых вариантах выполнения система 212 выработки энергии получает тепловую энергию от теплоаккумулирующей системы 208 и преобразует тепловую энергию в электрическую.

В некоторых случаях тепловая энергия проходит через парогенератор для создания пара высокой температуры и высокого давления, который может использоваться для приведения в действие паровой турбины. Паровая турбина, в свою очередь, приводит в действие генератор и преобразует механическую работу паровой турбины в электричество, которое, как известно, может быть передано в электрическую сеть.

В других случаях тепловая энергия от теплоаккумулирующей системы 208 может быть доставлена к твердотельным устройствам, генерирующим электричество, которые преобразуют тепло непосредственно в электричество без необходимости генерировать пар или преобразовывать тепловую энергию в механическую работу. Такие системы в настоящее время находятся в разработке, при этом раскрытые варианты выполнения хорошо подходят для связи с будущим разработанным планом выработки энергии, который требует тепла для генерации электроэнергии.

Теплоаккумулирующая система 208 находится в тепловом сообщении с системой 212 выработки энергии с помощью любых подходящих средств. Например, для доставки тепловой энергии от теплоаккумулирующей системы 208 в систему 212 выработки энергии может быть задействована система 216 доставки энергии. Например, система 216 доставки энергии может содержать контур текучей среды, имеющий первую часть, находящуюся в тепловом сообщении с теплоаккумулирующей системой 208, например, посредством теплообменника, и вторую часть, находящуюся в тепловом сообщении с системой 212 выработки энергии, например, посредством другого теплообменника. Теплообменники могут представлять собой любые подходящие теплообменники, такие как, помимо прочего, кожухотрубные теплообменники, двухтрубные теплообменники, пластинчатые теплообменники, конденсаторы, испарители, бойлеры или комбинацию теплообменников одного или нескольких различных типов.

Проиллюстрированная конфигурация и применение теплоаккумулирующей системы 208 позволяет изолировать ядерный реактор от задач преобразования энергии. Это дает множество преимуществ. Например, ядерный реактор больше не подвержен переходным процессам за пределами границы 210 объекта, которые могут вызвать баланс аварийных остановов электростанции. С этими типами неисправностей можно справиться, не останавливая ядерный реактор. На традиционных атомных электростанциях переходный режим работы электростанции приводит к отключению реактора, что является проблемой с экономической точки зрения и с точки зрения безопасности. Эти переходные процессы могут быть вызваны сбоями в неядерных системах электростанции, таких как неисправный компонент парогенератора, паровой турбины или какой-либо другой вспомогательный компонент, который вызывает остановку ядерного реактора. Эти вопросы больше не являются проблемой для атомной тепловой электростанции 200, по-

сколькx ядерный реактор отделен от неядерных систем электростанции. Система 212 выработки энергии, теплоаккумулирующая система 208 или система ядерного реактора могут быть безопасно остановлены, например, для обслуживания, без воздействия на другие системы.

Например, система ядерного реактора может быть остановлена и переведена в автономный режим, в то время как теплоаккумулирующая система 208 может продолжать подавать тепловую энергию в систему 212 выработки энергии, которая продолжает вырабатывать энергию. Аналогичным образом, система 212 выработки энергии может быть остановлена или работать с пониженной мощностью, в то время как система ядерного реактора продолжает вырабатывать тепловую энергию и по существу заряжает теплоаккумулирующую систему 208. В некоторых вариантах выполнения система ядерного реактора работает на полную мощность, и тепловая энергия передается в теплоаккумулирующую систему 208, которая полностью независима от нагрузки на систему 212 выработки энергии. Нагрузка на систему 212 выработки энергии имеет тенденцию меняться в течение дня, недели, месяца и сезона, тогда как система ядерного реактора способна непрерывно работать на полную мощность независимо от нагрузки.

Кроме того, на атомных тепловых электростанциях, которые используют реактор с натриевым охлаждением, перемещение системы генерации пара, как описано, в удаленное место, повышает безопасность, поскольку существует очень небольшой или нулевой риск того, что вода из парового цикла будет взаимодействовать с натрием, используемым в ядерном реакторе.

На традиционной атомной электростанции промежуточный контур теплоносителя передает тепловую энергию от первого контура теплоносителя реактора к парогенератору, подвергнутому радиационному воздействию, поскольку он находится в непосредственной близости от активной зоны ядерного реактора и должен быть выполнен с возможностью выдерживать этот вид излучения, разрушающего строительные материалы. Например, некоторые металлы могут стать хрупкими из-за радиационного упрочнения, что снижает ударную вязкость и приводит к возможным разрушениям при низкой деформации. В описанной схеме промежуточный контур теплоносителя удален из ядерного реактора (или полностью исключен) и может быть изготовлен из материалов, которые легче найти и изготовить, и поэтому они менее дороги и более доступны.

Как проиллюстрировано, теплоаккумулирующая система 208 и система 212 выработки энергии находятся за пределами границы 210 объекта ядерной тепловой электростанции 200. В частности, атомная тепловая электростанция 200 находится внутри границы 210 объекта, такой как защищенный забор, и все оборудование внутри объекта подлежит строгому ядерному регулированию. Там, где неядерные системы установки, такие как теплоаккумулирующая система 208 и система 212 выработки энергии, расположены удаленно и за пределами границы 210 объекта, эти системы подвержены регулированию в значительно меньшей степени, что делает строительство, лицензирование и эксплуатацию намного более эффективными. Эти неядерные системы установки могут быть также размещены за пределами ЗАП.

В некоторых вариантах выполнения атомная тепловая электростанция 200 может содержать ядерный реактор, который является безопасным по своей сути, и размер ЗАП может быть такой, чтобы он совпадал с границей 210 объекта. В других случаях размер ЗАП может быть таким, чтобы она находилась внутри границы 210 объекта. В любом случае размещение неядерных систем электростанции за пределами границы 210 ядерного объекта дает многочисленные преимущества с точки зрения безопасности, эффективности, а также скорости строительства и лицензирования.

Кроме того, в описанной конструкции атомная тепловая электростанция 200 способна работать в режиме следования за нагрузкой. Следование за нагрузкой - это концепция регулирования выходной мощности, когда спрос на электроэнергию колеблется в течение дня. Традиционная атомная электростанция обычно работает на полную мощность все время и обычно не меняет свою выходную мощность. В описанной конструкции атомная тепловая электростанция 200 может работать на полной мощности, которая может быть спроектирована с учетом требований базовой нагрузки электрической сети. Базовая нагрузка на электрическую сеть - это минимальный уровень спроса за определенный период времени. Этот спрос может быть удовлетворен с помощью электростанций непрерывного действия, диспетчерской генерации (например, энергосистемы по требованию), набора более мелких периодически возникающих источников энергии или сочетания источников энергии. Остальная часть спроса, изменяющаяся в течение дня, может быть удовлетворена за счет управляемой генерации, которую можно быстро увеличить или уменьшить, например, электростанций, следующих за нагрузкой, пиковых электростанций или аккумуляции энергии.

Выходная тепловая энергия атомной тепловой электростанции 200 хранится в теплоаккумулирующей системе 208 и доставляется в систему 212 выработки энергии по мере необходимости. Другими словами, атомная тепловая электростанция 200 может заряжать аккумулятор тепла с почти постоянной скоростью, а теплоаккумулирующая система 208 может обеспечивать тепловую энергию в систему 212 выработки энергии для генерации электроэнергии, которая соответствует спросу на электрическую нагрузку от электрической сети. Таким образом, атомная тепловая электростанция 200 может удовлетворять не только требованиям базовой нагрузки, но также обеспечивать возможность следования за нагрузкой при непрерывной работе на полной мощности или почти на полной мощности.

Кроме того, поскольку теплоаккумулирующая система может иметь размер больше, чем тот, который атомная тепловая электростанция 200 выполнена с возможностью снабжать, атомная тепловая элек-

тростанция 200 может "заряжать" теплоаккумулирующую систему во время непикового потребления электроэнергии. На многих электростанциях, следующих за нагрузкой, они работают днем и ранним вечером и работают в непосредственной зависимости от изменения спроса на электроснабжение. Электростанция может отключиться рано вечером или ночью, когда спрос низкий, а затем снова запускаться, когда спрос возрастает в течение дня. В описанных конструкциях атомная тепловая электростанция 200 может работать непрерывно, а произведенная тепловая энергия может храниться до тех пор, пока она не понадобится для генерации электроэнергии или какой-либо другой цели. В некоторых случаях атомная тепловая электростанция 200 может производить меньше тепловой энергии, чем требуется для удовлетворения потребности в пиковой нагрузке, но поскольку она может заряжать аккумулятор тепла в непиковые периоды использования, общий выход энергии из атомной тепловой электростанции 200 может обеспечивать базовую нагрузку и спрос на пиковую нагрузку с течением времени.

В других случаях атомная тепловая электростанция 200 может производить больше энергии, чем требуется для удовлетворения потребности в базовой нагрузке. Например, атомная тепловая электростанция 200 может производить достаточно тепловой энергии для использования для удовлетворения потребности базовой нагрузки, плюс избыточная тепловая энергия для удовлетворения требований пиковой нагрузки, а также для обеспечения дополнительной тепловой энергии для других промышленных целей.

На фиг. 3 проиллюстрирована атомная тепловая электростанция 200, которая содержит ядерный реактор 302, вырабатывающий тепло. Ядерный реактор 302 находится в тепловом сообщении с теплоаккумулирующей системой 304. Теплоаккумулирующая система 304 находится в тепловом сообщении с системой 306 преобразования энергии, которая находится в сообщении с внешней нагрузкой 308.

Ядерный реактор 302, генерирующий тепло, может представлять собой ядерный реактор любого подходящего типа, известный в настоящее время или который будет создан позже, такой как реакторы деления или термоядерные реакторы. Такие подходящие реакторы включают, но не ограничиваются этим, ядерные реакторы на быстрых нейтронах, ядерные реакторы на тепловых нейтронах, ядерные реакторы на тяжелой воде, ядерные реакторы с легководным замедлителем, реакторы на расплавленных солях, реакторы с жидкометаллическим теплоносителем, ядерные реакторы с органическим замедлителем, реакторы с водяным охлаждением, ядерные реакторы с газовым охлаждением, реакторы размножения и сжигания, и это лишь некоторые из них. Кроме того, ядерный реактор 302, генерирующий тепло, может представлять собой ядерный реактор любого подходящего размера, такой как небольшой модульный реактор, микрореактор и даже реактор мощностью до гигаватт или больше. Кроме того, в интегрированной системе преобразования энергии можно использовать один или несколько реакторов, которые могут быть реакторами одного типа или реакторами разных типов и размеров.

Граница 310 ядерного объекта представляет собой физический барьер, окружающий ядерную тепловую электростанцию 200, и предназначена для защиты ядерного реактора 302. Во многих случаях граница 310 объекта окружает радиационную часть, которая, как ранее было указано в связи с описанными вариантами выполнения, может иметь намного меньший размер, чем на типичных атомных электростанциях. Теплоаккумулирующая система 304 расположена за пределами границы 310 ядерного объекта. Как описано, теплоаккумулирующая система 304 может представлять собой теплоаккумулирующую систему 304 любого подходящего типа и может использовать любой подходящий тип среды аккумуляции тепла. Например, теплоносители могут включать эвтектические растворы, материалы с фазовым переходом, сплавы с интервалом несмешиваемости, смеси металлов (например, $AlSi_{12}$), материалы на основе цемента, расплавленные соли (например, хлоридные соли, нитрат натрия, нитрат калия, нитрат кальция, NaK или $NaKMg-Cl$, среди прочих), твердый или расплавленный кремний или комбинации этих или других материалов.

В некоторых примерах теплоноситель также используется в качестве теплоносителя в системе 312 переноса энергии и/или в системе 314 доставки энергии. Таким образом, система 312 переноса энергии может проточно сообщаться с системой 306 преобразования энергии и при этом теплопередающая текучая среда системы 312 переноса энергии может напрямую взаимодействовать с теплоаккумулирующей текучей средой теплоаккумулирующей системы 304. Аналогичным образом, в некоторых примерах система 314 доставки энергии может использовать теплопередающую текучую среду, которая является теплоаккумулирующей текучей средой теплоаккумулирующей системы 304. В некоторых случаях теплоаккумулирующая система 304 может находиться в прямом жидкостном контакте с системой 314 доставки энергии.

Теплоаккумулирующая система 304 находится в тепловом сообщении с ядерным реактором 302 посредством системы 312 переноса энергии, которая может находиться в тепловом контакте с ядерным реактором 302 и теплоаккумулирующей системой 304 посредством теплообменников. Система 312 переноса энергии передает тепловую энергию, обычно через изолированные трубопроводы, в теплоаккумулирующую систему 304, где тепловая энергия накапливается до тех пор, пока она не понадобится.

Теплоаккумулирующая система 304 находится в тепловом сообщении с системой 306 преобразования энергии, например, посредством системы 314 доставки энергии. Система 306 преобразования энергии может иметь любой подходящий тип известной в настоящее время технологии или технологии, ко-

торая будет разработана позже, которая способна преобразовывать тепловую энергию в полезную энергию в другой форме. В некоторых примерах система 306 преобразования энергии использует паровую турбину, которая может работать по циклу Ранкина, для преобразования пара в механическую работу. Во многих случаях пар проходит через паровую турбину, которая вращает вал генератора для выработки электричества.

Система 314 доставки энергии может представлять собой любую подходящую комбинацию тепло-передающего оборудования. В некоторых случаях один или несколько теплообменников связаны с каждой системой из теплоаккумулирующей системы 304 и системы 306 преобразования энергии. Рабочая текучая среда, имеющаяся в системе 314 доставки энергии (например, в контуре текучей среды), получает тепловую энергию от теплоаккумулирующей системы 304 в одном или нескольких теплообменниках, связанных с теплоаккумулирующей системой 304, и доставляет тепловую энергию в систему 306 преобразования энергии в одном или нескольких теплообменниках, связанных с системой преобразования энергии. Система 314 доставки энергии может использовать любую подходящую рабочую текучую среду, как описано в настоящем документе.

Система 306 преобразования энергии может быть соединена с внешней нагрузкой 308 с помощью системы 316 передачи энергии. Внешняя нагрузка может представлять собой коммунальную электрическую сеть. Система 306 преобразования энергии может доставлять выработанную электроэнергию в электрическую сеть, например, по высоковольтным передающим линиям, которые переносят мощность от системы преобразования энергии в центры потребления. Примечательно, что система 306 преобразования энергии удалена от ядерного реактора 302 и во многих случаях находится за пределами границы 310 ядерного объекта, а во многих случаях также находится за пределами ЗАП. Как описано, ядерный реактор 302 отделен от системы 306 преобразования энергии, при этом любые неисправности в системе 306 преобразования энергии не оказывают отрицательного воздействия на ядерный реактор 302, и наоборот. Фактически, даже когда ядерный реактор 302 остановлен, например, для обслуживания или дозаправки, теплоаккумулирующая система 304 может продолжать подавать тепловую энергию в систему 306 преобразования энергии для подачи электроэнергии на внешнюю нагрузку.

Относительно низкая стоимость теплоаккумулирующей системы 304 по сравнению с атомной тепловой электростанцией 200 способствует расширению теплоаккумулирующей системы 304 и уменьшению масштабов атомной тепловой электростанции 200. Кроме того, в случаях, когда используется перенос тепла при низком давлении (например, расплав соли в качестве теплоносителя) относительно дорогое оборудование 306 преобразования энергии устанавливается удаленно на ядерной тепловой электростанции 200, где оно может быть спроектировано более эффективно и без необходимого регулирования, если оно было построено на ядерном объекте. В настоящем описании термин "низкое давление" используется для обозначения давлений ниже приблизительно 3,5 МПа.

Кроме того, в тех случаях, когда нет систем высокого давления (например, более приблизительно 3,5 МПа), связанных с ядерным реактором 302, ЗАП может быть минимизирована, а расстояние переноса тепла могут быть уменьшены. В некоторых случаях теплоаккумулирующая система 304 может быть установлена рядом с ядерным объектом, но за пределами границы 310 объекта. Это минимизирует расстояние переноса тепла, сохраняя при этом теплоаккумулирующую систему 304 и систему 306 преобразования энергии за пределами границы 310 и ядерного объекта вне сферы правил ядерного регулирования.

Показанный на фиг. 4 ядерный реактор 302 может быть аналогичен реактору, описанному со ссылкой на фиг. 3, и соединен с теплоаккумулирующей системой 304, которая может быть по существу аналогичной системе 304 аккумуляирования тепла, показанной на фиг. 3. Ядерный реактор 302 также может быть соединен со вспомогательной системой 402 аккумуляирования тепла. В некоторых случаях теплоаккумулирующая система 304 может, необязательно, находиться в тепловом контакте со вспомогательной системой 402 аккумуляирования тепла. Ядерный реактор 302 может быть выполнен с возможностью переноса тепловой энергии к системе 304 аккумуляирования тепла, вспомогательной системе 402 аккумуляирования тепла или к той и другой системе.

Теплоаккумулирующая система 304 соединена с системой 306 преобразования энергии, как было описано ранее в настоящем документе. Система 306 преобразования энергии соединена с внешней нагрузкой 308, которая может быть любой нагрузкой, такой как электрическая нагрузка или тепловая нагрузка.

Вспомогательный аккумулятор 402 тепла может быть установлен за пределами границы 310 ядерного объекта, как проиллюстрировано, или в некоторых случаях может быть установлен внутри границы 310 ядерного объекта. В некоторых вариантах выполнения его функция заключается в управлении температурой текучей среды в обратной магистрали и входа в активную зону в ядерном реакторе 302. Если есть разница между фактическим T_{in} и ожидаемым T_{in} , система управления реактором может инициировать изменение реактивности с учетом разницы температур. Например, если температура на входе в активную зону выше ожидаемой, система управления реактором может снизить реактивность, чтобы учесть более высокую, чем ожидалось, температуру на входе.

Вспомогательный аккумулятор 402 тепла может быть предназначен конкретно для этого реактора и использоваться для управления и/или стабилизации температуры на входе в активную зону. Например, вспомогательный аккумулятор 402 тепла может находиться в тепловом сообщении с контуром первично-

го теплоносителя внутри корпуса реактора. Поскольку первичный теплоноситель имеет температуру, которая отличается от ожидаемого T_{in} , вспомогательный аккумулятор 402 тепла может взаимодействовать с контуром первичного теплоносителя для добавления тепла в контур первичного теплоносителя или отвода из него тепла. Поскольку контур первичного теплоносителя взаимодействует с рабочей текучей средой вспомогательного аккумулятора тепла, в результате первичный теплоноситель достигает теплового равновесия с дополнительным теплоносителем. Контролируя температуру первичного теплоносителя, реактивность в активной зоне стабилизируется, а любые естественные колебания сглаживаются.

В некоторых примерах вспомогательный аккумулятор 402 тепла находится в непосредственном тепловом сообщении с ядерным реактором 302, например, за счет того, что часть тепловой энергии ядерного реактора направляется во вспомогательный аккумулятор 402 тепла. В других примерах вспомогательный аккумулятор 402 тепла находится в тепловом сообщении с теплоаккумулирующей системой 304, при этом часть тепловой энергии от теплоаккумулирующей системы 304 направляется во вспомогательный аккумулятор 402 тепла для использования при регулировании температуры на входе в активную зону ядерного реактора.

Специалист в данной области техники легко поймет, как эти различные системы могут находиться в тепловом сообщении друг с другом и использоваться для регулирования температуры на входе в активную зону.

На фиг. 5 проиллюстрирована атомная тепловая электростанция 500, которая может быть по существу такой же, как было описано выше. Примечательно, что в реакторах некоторых конструкций нет необходимости полагаться на оборудование для манипулирования тяжелыми тепловыделяющими сборками. Например, в реакторе бассейнового типа, таком как реактор на расплавленной соли, нет тепловыделяющих стержней или тепловыделяющих сборок, которые необходимо хранить, перемещать, вставлять или извлекать из активной зоны реактора. Следовательно, зона 204 обращения с топливом может быть значительно уменьшена по размеру по сравнению с зоной обращения традиционной атомной электростанции. Более того, многие конструкции реакторов основаны на топливных циклах, гарантирующих нераспространение делящихся материалов, например, реакторы-самоеды или реакторы на расплавленной соли, и не обязательно должны включать зону 204 обращения с топливом в защитную зону. В этих вариантах выполнения защитная зона 206 может быть намного меньше и включать только ядерный реактор и меньшие подсистемы реактора. Это приводит к значительно меньшей защитной зоне 206, что, в свою очередь, приводит к более низким затратам на строительство, лицензирование и эксплуатацию.

Кроме того, защитная зона 206 меньшего размера приводит к меньшему охвату границы 310 объекта. Более того, в тех конструкциях реакторов, которые по своей природе безопасны, граница 210 объекта может быть минимизирована, а также может быть минимизирована ЗАП. В некоторых случаях граница ЗАП совпадает с границей 210 ядерного объекта, или в некоторых случаях ЗАП находится внутри границы 210 объекта. Это позволяет теплоаккумулирующей системе 208 и/или системе 212 выработки энергии располагаться снаружи границы 210 объекта, будучи расположенными относительно близко к границе 210 объекта для уменьшения расстояния передачи тепла системой 214 переноса энергии.

Как проиллюстрировано, аккумулятор 208 тепла может находиться в тепловом сообщении с одной или несколькими нагрузками 510. Например, теплоаккумулирующая система 208 может доставлять тепловую энергию, среди прочего, для промышленного нагрева 512, централизованного теплоснабжения 514 или выработки энергии 212.

Применения промышленного нагрева 512 разнообразны и для них требуется тепло при различных температурах. Применение промышленного тепла может включать нагрев текучей среды, например, для приготовления пищи, химическое производство, риформинг, дистилляцию, гидроочистку, при которых требуются температуры в диапазоне от приблизительно 110°C до приблизительно 460°C. Аналогично, процессы отверждения и формования, например, для покрытий, производства полимеров, эмалирования, экструзии и т.п., требуют нагрева в диапазоне от приблизительно 140°C до приблизительно 650°C. Другие процессы включают формовку железа, плавку и производство стали, а также производство пластмасс и резины. Это промышленное тепло может обеспечиваться теплоаккумулирующей системой 208, если необходимо, по качеству и количеству в соответствии с конкретными требованиями к промышленному теплу 512.

Централизованное теплоснабжение 514 представляет собой систему распределения тепла от централизованного источника через систему изолированных труб, например, для коммерческих и жилых систем отопления (например, для отопления помещений и нагрева воды). Это тепло обычно имеет температуру в диапазоне более низких температур и может, при необходимости, быть обеспечено теплоаккумулирующей системой 208.

Как уже обсуждалось, теплоаккумулирующая система 208 может быть соединена с установкой 212 выработки энергии, при этом тепловая энергия теплоаккумулирующей системы 208 может использоваться для генерирования электроэнергии. Система 212 выработки энергии может вырабатывать электроэнергию по запросу, а следование за нагрузкой обеспечивает отслеживание потребностей в электрической сети. Во многих случаях система 212 выработки энергии будет производить отработанное тепло, то есть тепло, которое не используется для генерации электроэнергии. Оно может быть в форме пара после

того, как он прошел через паровую турбину. Это так называемое отработанное тепло может быть рециркулировано, например, для обеспечения централизованного теплоснабжения, которое обычно следует более низким температурным требованиям, чем задачи для выработки энергии 212 или промышленного тепла 512. Аналогично, отработанное тепло от задач промышленного тепла 512 можно улавливать и/или рециркулировать для обеспечения тепла для других целей, таких как централизованное теплоснабжение, или возвращать в теплоаккумулирующую систему 208.

В некоторых вариантах выполнения теплоаккумулирующая система 208 способна обеспечивать тепловую энергию для всех требуемых нагрузок одновременно. Это может быть достигнуто путем увеличения размера аккумулятора тепла до размера, способного обеспечить потребность в тепловой энергии от всех ожидаемых нагрузок. Поскольку нагрузки являются переменными, например, централизованное теплоснабжение 514 пользуется более высоким спросом при более низких температурах окружающей среды, а выработка 212 энергии, например, для домашнего использования, увеличивается в течение дня и уменьшается ночью, теплоаккумулирующая система 208 может быть рассчитана и выполнена с возможностью обеспечения всех необходимых для нагрузки 510 требований.

Теплоаккумулирующая система 208 может содержать большое количество хранилищ, соединенных вместе. Эти хранилища могут иметь одинаковые или разные теплоаккумулирующие среды и могут поддерживаться при разных температурах, которые лучше подходят для разных тепловых нагрузок. Например, для некоторых задач 512 промышленного тепла требуется температура, превышающая 800°C. В этих случаях одно или несколько индивидуальных хранилищ могут хранить тепловую энергию, превышающую 800°C, для доставки к этим высокотемпературным нагрузкам. Аналогично, одно или несколько индивидуальных хранилищ могут поставлять относительно низкотемпературную тепловую энергию, например, от 100 до 300°C, нагрузкам, требующим более низких температур. Конечно, в отдельных хранилищах могут использоваться разные теплоаккумулирующие среды, специально разработанные для работы при требуемых температурах.

Например, высокотемпературное хранилище может использовать расплав солей в качестве теплоаккумулирующей среды, состав которой может быть термически стабильным до 1000°C или выше. Низкотемпературное хранилище может использовать воду в качестве теплоносителя из-за ее высокой теплоемкости (приблизительно 4,2 Дж/(см³·К)).

Фиг. 6 иллюстрирует различные промышленные применения тепла, для которых теплоаккумулирующая система может обеспечивать требуемую тепловую энергию. Как показано, для централизованного теплоснабжения требуется температура около 50°C. Это может быть обеспечено теплоаккумулирующей системой, имеющей теплоаккумулирующую среду, которая стабильна при температуре около 50°C, и с учетом эффективности теплопередачи, теплоаккумулирующая среда может поддерживаться при температурах выше, чем требуемая температура, при этом теплообменник может находиться в тепловом сообщении с рабочей текучей средой централизованного теплоснабжения, которая может быть воздухом, водой, маслом или какой-либо другой подходящей рабочей текучей средой, в течение заданного времени, достаточного для нагрева рабочей текучей среды до требуемой температуры, достаточной для централизованного теплоснабжения.

Большинство ядерных реакторов, работающих сегодня, работают при температурах в нижней половине фигуры чертежа, то есть менее приблизительно 300°C. Эти ядерные реакторы способны аккумулировать тепловую энергию при температуре приблизительно до 300°C, что подходит для многих применений с низкотемпературными тепловыми нагрузками, включая производство электроэнергии.

Однако для применений тепла с более высокими температурами (например, выше 300°C) традиционные атомные электростанции с водяным охлаждением не способны создавать температуры в этом диапазоне. Однако существуют ядерные реакторы, которые рассчитаны на работу при температуре около 500-550°C, которые подходят для выработки тепловой энергии вплоть до их рабочих температур. Другие ядерные реакторы рассчитаны на работу при 750-800°C и могут обеспечивать тепло в этом диапазоне, подходящем для более высоких температур в промышленности. Есть еще реакторы, которые способны работать при температурах 1000°C или выше и подходят для получения очень высокотемпературного тепла для промышленных целей. Реакторы термоядерного синтеза, которые, как ожидается, будут работать при температурах в сотни миллионов градусов по Цельсию, могут обеспечивать тепловую энергию даже выше, чем ядерные реакторы деления.

На фиг. 7 проиллюстрирована интегрированная энергетическая система 700, в которой система 702 аккумуляции тепловой энергии получает тепловую энергию от большого разнообразия источников тепла. Система 702 аккумуляции тепловой энергии может быть по существу такой же, как было описано в настоящем документе ранее. Один или несколько ядерных реакторов 704, 706, 708 могут находиться в тепловом сообщении с системой 702 аккумуляции тепловой энергии. Например, при построении интегрированной энергетической системы 700, как показано, единственный первый реактор 704 может быть построен с использованием уже существующей технологии ядерных реакторов. Система 702 аккумуляции тепловой энергии может быть соединена с системой 710 преобразования энергии, например, для преобразования тепловой энергии в электричество и доставки электричества на внешнюю нагрузку.

В некоторых случаях второй ядерный реактор 706, третий ядерный реактор 708 или несколько

ядерных реакторов могут быть соединены с общей системой 702 аккумуляции тепловой энергии. В некоторых вариантах выполнения один или несколько источников тепловой энергии, которые могут быть любыми из числа ядерных реакторов, систем 712 ветровой энергии, систем 714 солнечной энергии, систем геотермальной энергии или любой комбинации источников тепловой энергии, могут быть объединены и соединены с системой 7002 аккумуляции тепловой энергии как часть интегрированной энергетической системы 700. Источники тепловой энергии доставляют тепловую энергию в систему 702 аккумуляции тепловой энергии с помощью любой подходящей технологии и компонентов, которые могут быть разными для разных источников тепловой энергии. В некоторых случаях система 702 аккумуляции тепловой энергии для аккумуляции тепловой энергии использует рабочую текучую среду, которая может быть той же самой рабочей текучей средой, которая используется для теплопередающей текучей среды для доставки тепловой энергии от источников тепловой энергии к системе 702 аккумуляции тепловой энергии.

По мере того как с течением времени потребность в электроэнергии базовой нагрузки увеличивается, систему 702 аккумуляции тепловой энергии можно масштабировать, чтобы увеличить емкость аккумуляции тепловой энергии. Аналогичным образом, ядерные реакторы также могут быть масштабированы, модернизированы, чтобы использовать преимущества другой технологии, или же могут быть добавлены дополнительные реакторы в качестве источников тепла и подключены к общей системе 702 аккумуляции тепловой энергии. В качестве примера, может быть сконструирован натриевый реактор на быстрых нейтронах и присоединен к системе 702 аккумуляции тепловой энергии. По мере увеличения спроса от внешней нагрузки 716 или по мере того, как технология ядерных реакторов достигает уровня технологической готовности, может быть сконструирован другой ядерный реактор и соединен с системой 702 аккумуляции тепловой энергии. Например, реактор на расплавленной соли, небольшой модульный реактор, бассейновый реактор с натрием или реактор другого типа могут быть сконструированы и подсоединены к системе 702 аккумуляции тепловой энергии, в дополнение или в качестве альтернативы, к существующему реактору, подключенному к системе 702 аккумуляции тепловой энергии.

Во многих примерах может быть сконструировано несколько ядерных реакторов, каждый из которых имеет свой собственный уникальный корпус, крышку и границу объекта, при этом все, что находится за границей объекта, может быть общим для нескольких ядерных реакторов. Конечно, для соединения ядерных реакторов с системой 702 аккумуляции тепловой энергии могут использоваться трубопроводы и клапаны. В системе доставки энергии могут использоваться общие или разные теплопередающие среды для соединения ядерных реакторов с системой 702 аккумуляции тепловой энергии. Благодаря использованию общих неядерных компонентов установки, таких как общая система 702 аккумуляции тепловой энергии, общая паровая установка, общий перенос тепла и общая система 710 преобразования энергии, достигается повышение эффективности за счет увеличения размера системы 702 аккумуляции тепловой энергии, вместо того, чтобы строить отдельные атомные электростанции для обеспечения электроэнергией, каждая со своими собственными неядерными потребностями электростанции.

Использование нескольких реакторов, соединенных с общей системой 702 аккумуляции тепловой энергии, обеспечивает дополнительное преимущество простоты обслуживания ядерных реакторов. Один ядерный реактор может быть отключен, например, для обслуживания или перезагрузки, без отключения всей системы. В некоторых случаях одна или несколько систем генерирования тепловой энергии (например, ядерные реакторы, системы 712 ветровой энергии, системы 714 солнечной тепловой энергии, геотермальные системы и другие) отделены от системы 702 аккумуляции тепловой энергии и системы 710 преобразования энергии, так что одна или несколько систем тепловой энергии могут быть отключены без воздействия на остальное оборудование или прерывания подачи энергии на внешнюю нагрузку 716.

В некоторых примерах теплопередающая среда представляет собой расплав соли во всей энергетической системе, за исключением, возможно, активной зоны, в которой может использоваться любой из ряда теплоносителей. Например, система 214 переноса энергии, которая передает тепловую энергию от атомной тепловой электростанции 704 к системе 702 аккумуляции тепловой энергии, может использовать расплав соли в качестве своей рабочей текучей среды. Аналогично, теплоаккумулирующая среда в системе 702 аккумуляции тепловой энергии может также быть расплавленной солью, которая может быть той же солью, что и рабочая текучая среда системы 214 переноса энергии. Кроме того, система 216 доставки энергии, которая передает тепло от системы 702 аккумуляции тепловой энергии к системе 710 преобразования энергии, также может быть расплавленной солью. Конечно, расплавленные соли, используемые во всей системе, могут быть одной и той же солью или могут иметь разные составы, специфичные для их предполагаемого использования.

Например, когда система 702 аккумуляции тепловой энергии подает тепло в нагрузку централизованного теплоснабжения, требуется относительно низкая температура, и соль (или другая рабочая текучая среда), специально разработанная для обеспечения более низких требуемых температур, может использоваться в качестве рабочей текучей среды для доставки тепла, используемого для централизованного теплоснабжения.

Кроме того, к теплоаккумулирующей системе могут быть подключены другие формы тепловой

энергии, такие как солнечная тепловая энергия 714 или ветровая энергия 712. Во многих случаях система 702 аккумулирования тепловой энергии не зависит от источника тепловой энергии и может быть подключена к ряду различных типов генераторов тепловой энергии, например, к любым из ряда атомных тепловых электростанций, солнечных электростанций, ветряных электростанций, геотермальных электростанций, гидроэлектростанций, или теплогенерирующих установок других типов.

Фиг. 8 изображает иллюстративную энергетическую систему 800, в которой ряд источников тепловой энергии термически соединен с системой 702 аккумулирования тепловой энергии. Источниками тепловой энергии могут быть любые из ряда систем тепловой энергии, такие как тепловые электростанции 704 с ядерными реакторами, солнечные тепловые электростанции 714, ветряные электростанции 712 или электростанции другого типа, вырабатывающие тепловую энергию, или любая комбинация установок, вырабатывающих тепловую энергию.

Тепловые электростанции поставляют тепловую энергию в систему 702 аккумулирования тепловой энергии, которая накапливает тепловую энергию с помощью любых подходящих средств, таких как эвтектические растворы, материалы с фазовым переходом, сплавы с интервалом несмешиваемости, смеси металлов, материалы на основе цемента, расплавы солей (например, среди прочего, хлоридные соли, нитрат натрия, нитрат калия, нитрат кальция, NaKMg или NaKMg-Cl), твердый или расплавленный кремний или комбинации этих или других материалов. В некоторых вариантах выполнения система 702 аккумулирования тепловой энергии использует рабочую текучую среду, которая аналогична текучей среде, передающей тепловую энергию, которая получает тепловую энергию от одной или нескольких установок, генерирующих тепловую энергию. В некоторых случаях текучая среда, передающая тепловую энергию, такая же, что и теплоаккумулирующая среда, и находится с ней в проточном сообщении. В этом примере в некоторых случаях может отсутствовать промежуточный контур теплопередачи, и теплоаккумулирующая среда может получать тепловую энергию непосредственно от установки, вырабатывающей тепловую энергию, через единственный контур теплопередачи. Тепловые электростанции могут находиться в тепловом сообщении с системой 702 аккумулирования тепловой энергии через один или несколько теплообменников, но в некоторых вариантах выполнения для каждой тепловой электростанции используется отдельный теплообменник, чтобы соединить тепловую электростанцию с системой 702 аккумулирования тепловой энергии. В некоторых случаях это позволяет добавлять или удалять из системы 800 несколько источников тепловой энергии по мере необходимости.

В некоторых вариантах выполнения вспомогательная силовая система 802 может быть соединена с системой 702 аккумулирования тепловой энергии. Система 702 аккумулирования тепловой энергии может выборочно подавать тепловую энергию во вспомогательную силовую систему 802, которая может использовать тепловую энергию для выработки энергии, например, для обеспечения электроэнергией одного или нескольких ядерных реакторов 704, 706, 708. В некоторых случаях вспомогательная силовая система 802 может обеспечивать возможность энергетической установки к пуску без питания собственных нужд от энергосистемы одному или нескольким ядерным реакторам. Это может обеспечить ядерные реакторы выделенной мощностью в случае отключения электроэнергии или при запуске ядерного реактора, даже когда электричество из электрической сети недоступно. Это обеспечивает дальнейшую развязку ядерных реакторов от неядерных объектов электростанции и обеспечивает развязку от электрической сети. Конечно, вспомогательная силовая система 802 может обеспечивать резервное питание для любой из электростанций, генерирующих тепловую энергию, системы 702 аккумулирования тепловой энергии или любой другой системы, которая извлекает выгоду из непрерывного резервного питания.

Система 702 аккумулирования тепловой энергии может находиться в тепловом контакте с системой 710 преобразования энергии, которая может вырабатывать энергию для внешней нагрузки, как описано выше. Во многих случаях для внешней нагрузки 716 требуется либо тепловая энергия, либо электричество, любое из которых может обеспечиваться системой 710 преобразования энергии. В некоторых случаях система 710 преобразования энергии преобразует тепловую энергию в электрическую, например, посредством парогенератора и турбины. Однако в некоторых случаях система 702 аккумулирования тепловой энергии может подавать сжатый и нагретый газ непосредственно в турбину и не использовать парогенератор, который обычно используется в турбинной электростанции.

Например, система 702 аккумулирования тепловой энергии или система 710 преобразования энергии могут использовать теплоаккумулирующую среду для нагрева рабочего газа, такого как, например, азот, аргон или водород. Рабочий газ может быть нагрет и сжат, например, до 4 атм, или 5 атм, или 6 атм, но в некоторых вариантах выполнения его давление составляет ниже 4 атм. Рабочий газ может быть нагрет, например, до 600°C, 650°C, 700°C, 725°C или 750°C или более. Рабочий газ может подаваться непосредственно в турбину, а затем газ может расширяться и приводить в движение турбину. В некоторых вариантах выполнения турбина работает по циклу Брайтона или регенеративному циклу Брайтона. Степень давления газа можно выбирать и регулировать для повышения эффективности цикла Брайтона. Конечно, можно использовать другие рабочие газы, такие как несмешивающиеся соли, которые испаряются при рабочей температуре и могут использоваться для приведения турбины в действие.

Фиг. 9 иллюстрирует вариант выполнения интегрированной энергетической системы 900, в которой атомная тепловая электростанция 200 обеспечивает тепловую энергию для теплоаккумулирующей системы. Следует понимать, что несмотря на то, что проиллюстрирована одна атомная тепловая электро-

станция 200, для обеспечения тепловой энергией системы 702 аккумулирования тепловой энергии могут быть объединены две или большее количество атомных тепловых электростанций и/или других тепловых электростанций. Система 702 аккумулирования тепловой энергии, в свою очередь, обеспечивает тепловой энергией одну или большее количество нагрузок 510, которые могут включать выработку 212 энергии, централизованное теплоснабжение 514 или промышленные тепловые нагрузки 512. В некоторых случаях нагрузка 510 может быть относительно низкой в течение нескольких дней или недель, и система 702 аккумулирования тепловой энергии может стать насыщенной по теплу. То есть, система 702 аккумулирования тепловой энергии может быть не в состоянии получать какое-либо дополнительное тепло от атомной тепловой электростанции или других подключенных источников тепловой энергии. Соответственно, тепловая энергия, генерируемая установкой, генерирующей тепловую энергию, может быть направлена в какое-либо другое вспомогательное устройство 902 потребления тепла, которое обеспечивает преимущество. В некоторых случаях избыточное тепло сбрасывается в атмосферу; однако в некоторых случаях избыточное тепло сверх того, что теплоаккумулирующая система способна получить, можно использовать для других процессов, таких как, среди прочего, например, опреснение воды или производство водорода. Конечно, для вспомогательных устройств 902 потребления тепла может подаваться тепловая энергия даже в тех случаях, когда теплоаккумулирующая система не насыщена. Например, тепловая энергия от источников тепловой энергии может подаваться как в систему 702 аккумулирования тепловой энергии, так и одновременно использоваться для вспомогательных устройств 902 потребления тепла.

Эти вспомогательные устройства 902 потребления тепла могут получать часть тепловой энергии до того, как тепловая энергия будет доставлена в систему 702 аккумулирования тепловой энергии, или могут выборочно принимать всю генерируемую тепловую энергию, например, когда теплоаккумулирующая система заполнена полностью, или когда вспомогательное устройство 902 потребления тепла считается более высокой и лучшей целью для тепловой энергии, чем хранение тепловой энергии для последующего использования.

В некоторых вариантах выполнения система 702 аккумулирования тепловой энергии расположена выше системы 212 выработки энергии. Например, система 702 аккумулирования тепловой энергии может быть построена на холме, так что она находится выше по высоте, чем установка 212 выработки энергии. Эта конструкция использует преимущества комбинированного режима аккумулирования энергии путем объединения тепловой энергии и давления из-за силы тяжести в расположенных ниже по потоку системах из-за изменения высоты. Комбинированный режим аккумулирования энергии увеличивает общую плотность энергии. Например, в типичной паротурбинной системе требуется один или несколько насосов для прокачки рабочей текучей среды через турбинную систему. Насосы обычно имеют размеры, позволяющие выдерживать пиковые нагрузки, и выбираются для удовлетворения требований к пиковой нагрузке путем перекачивания рабочей текучей среды в большем объеме в единицу времени через турбинную систему. Опираясь на силу тяжести, система может отправлять дополнительное тепло через парогенератор, а затем в холодильник. В некоторых вариантах выполнения эта конструкция может уменьшить требуемый размер одного или нескольких насосов или исключить один или несколько насосов паротурбинной системы.

В некоторых вариантах выполнения существующие в настоящее время защитные объекты могут быть подходящими для строительства атомных тепловых электростанций, предназначенных для соединения с теплоаккумулирующей системой. В настоящее время существует множество площадок ядерных реакторов, которые больше не эксплуатируются или должны быть выведены из эксплуатации и прекратить работу. Эти объекты могут называться заброшенными объектами, что в номенклатуре Агентством по охране окружающей среды определяется как недвижимость, расширение, повторное использование или развитие которой может быть затруднено наличием или потенциальным присутствием опасного, токсичного или загрязняющего вещества. Объекты, представляющие собой снятые с эксплуатации ядерные реакторы - это один из типов физических объектов, подпадающих под определение заброшенного объекта.

Тем не менее, ядерные заброшенные объекты обеспечивают несколько преимуществ для систем и способов, раскрытых или описанных в настоящем документе. Например, на заброшенных объектах ядерной энергетики уже есть строительные коммуникации, такие как дороги, инженерные сети (например, линии электропередач, канализация, водоснабжение и т.д.), безопасность границ объекта, защитные сооружения, трубы, клапаны, вспомогательные постройки и т.д. Многие из этих конструкций могут быть повторно использованы для атомной тепловой электростанции, что значительно сокращает время и затраты, необходимые для строительства и ввода в эксплуатацию атомной тепловой электростанции.

Многие ядерные заброшенные объекты имеют защитные конструкции, предназначенные для размещения ядерного реактора высокого давления, такого как легководный реактор ("ЛВР"). Эти защитные конструкции спроектированы с требованиями, намного выше требований к защитным конструкциям для атомных тепловых электростанций нового поколения, многие из которых работают при относительно низких давлениях по сравнению с ЛВР. Система 702 аккумулирования тепловой энергии может быть расположена удаленно от заброшенного ядерного объекта и в тепловом контакте с атомной тепловой

электростанцией, как описано в настоящем документе, например, через контуры теплопередающей текучей среды. В защитной конструкции может быть создан проход, позволяющий теплопередающей среде выходить из защитной конструкции и доставлять тепловую энергию в систему 702 аккумуляции тепловой энергии, которая расположена удаленно от ядерного объекта.

Существующая конструкция защитной оболочки может быть выполнена с возможностью размещения одной, двух или большего количества атомных тепловых электростанций. Например, в одной конструкции защитной оболочки может быть построено несколько ядерных реакторов, которые имеют общую конструкцию защитной оболочки, системы обращения с топливом и другие компоненты. Конструкция защитной оболочки может быть разделена на два или большее количество реакторных помещений для размещения нескольких ядерных реакторов и сопутствующего вспомогательного оборудования. Два или большее количество ядерных реакторов могут совместно использовать, среди прочего, зоны хранения топлива, подсистемы, системы заправки / выгрузки топлива из активной зоны реактора и системы очистки топлива.

В некоторых случаях желательно, чтобы ядерный реактор работал на полной мощности. Системы и способы, описанные в настоящем документе, позволяют ядерному реактору поддерживать непрерывную работу на полной мощности путем отсоединения ядерного реактора от систем аккумуляции тепла и выработки энергии. Ядерный реактор может непрерывно подавать тепловую энергию в теплоаккумулирующую систему, размер которой может быть такой, чтобы хранить и обеспечивать большее количество энергии, чем может обеспечить ядерный реактор. Таким образом, ядерный реактор может медленно "заряжать" теплоаккумулирующую систему с течением времени. В случае, если ядерный реактор генерирует избыточное тепло, которое теплоаккумулирующая система не может принять, избыточное тепло может быть отведено и использовано для вспомогательных целей, таких как промышленное технологическое тепло, производство пресной воды, производство водорода или для некоторых других полезных целей. Конечно, в качестве альтернативы или дополнительно, избыточное тепло можно сбрасывать в атмосферу.

Фиг. 10 изображает иллюстративный вариант выполнения интегрированной энергетической системы, имеющей атомную тепловую электростанцию 200, соединенную с системой 702 аккумуляции тепловой энергии. Дополнительные гибридные источники 1002 энергии, такие как ветровая энергия, солнечная энергия, геотермальная энергия, энергия волн или другие возобновляемые источники энергии также может быть соединены с системой 702 аккумуляции тепловой энергии. Как показано, атомная тепловая электростанция 200 расположена внутри границы 210 ядерного объекта и ЗАП, в то время как остальные системы, такие как система 702 аккумуляции тепловой энергии и система 212 преобразования энергии расположены за пределами границы 210 ядерного объекта и ЗАП.

Традиционное применение атомных электростанций - производство электроэнергии. Однако многие новые атомные электростанции IV поколения спроектированы с температурами на выходе выше 500°C, что значительно выше, чем температуры на выходе из легководных реакторов (ЛВР). Следовательно, потенциальная применимость этого высококачественного тепла выходит далеко за рамки производства электроэнергии. В этой проиллюстрированной архитектуре ядерный реактор 200 используется в качестве источника тепла, которое направляется в отдельную систему 702 аккумуляции тепловой энергии, которая расположена за пределами границы 210 ядерного объекта. В дополнение к свободными от углерода или почти свободными от углерода выбросами в сочетании с характеристиками новых ядерных реакторов, гарантирующих нераспространение делящихся материалов, эта интегрированная архитектура энергосистемы 1000 обеспечивает множество полезных функций, таких как: (1) снижение затрат на реактор и общую стоимость системы, (2) обеспечение гибкого следования (за нагрузкой) в зависимости от спроса на электроэнергию, а также "следования за прибылью" в сетях с большим проникновением возобновляемых источников энергии; (3) обеспечение высокотемпературного технологического тепла по конкурентоспособной с природным газом цене, что в настоящее время невозможно с ЛВР, и (4) обеспечение получения водорода посредством высокотемпературного электролиза.

Эти возможности позволяют резко сократить выбросы углерода в промышленных процессах и транспортном секторе, на который в настоящее время приходится приблизительно 75% мировых выбросов парниковых газов.

Одно из текущих препятствий при выборе атомных электростанций - это затраты на предварительное строительство и лицензирование, связанные со строительством и запуском атомной электростанции. Одним из основных факторов роста затрат при строительстве атомной электростанции является не сама ядерная технология, а, скорее, стоимость крупномасштабных строительных проектов, регулируемых строгими ядерными стандартами. Следовательно, одно из самых больших обещаний по снижению капитальных затрат не обязательно в технологическом прогрессе самого реактора, а в конструкции электростанции. За счет значительного упрощения и уменьшения объема и сложности проекта строительства на ядерном объекте, как описано в настоящем документе, основные факторы затрат, связанные со строительством типовых атомных электростанций, резко снижаются. В различных вариантах архитектуры, описанных в настоящем документе, атомная электростанция и объем проекта строительства атомной электростанции сокращены до самой простой формы. Упрощенный реактор становится производителем

тепловой энергии и именуется в настоящем документе атомной тепловой электростанцией.

В некоторых вариантах выполнения интерфейс между атомной тепловой электростанцией и остальной частью интегрированной энергетической системы представляет собой теплообменник, а остальные компоненты системы после теплообменника функционально и пространственно отделены от атомной тепловой электростанции. В этой архитектуре аккумулятор тепловой энергии и неядерные объекты электростанции, включая системы преобразования энергии, построены и эксплуатируются в менее регулируемой, менее дорогой и полностью коммерциализированной среде.

Теплоаккумулирующей системы на расплавленных солях относительно недорого и во многих случаях на порядок дешевле, чем аккумуляторы, и достигли коммерческой готовности в масштабах ГВт-ч. Подходящие теплоаккумулирующей системы в настоящее время используются для поддержания концентрирующей солнечной энергетики. Более того, очень небольшая зона ЗАП возможна благодаря превосходным преимуществам безопасности описанных в настоящем документе усовершенствованных ядерных реакторов, что позволяет располагать эти реакторы ближе к потребителям тепла.

Описанная интегрированная энергетическая система также решает другую проблему, стоящую перед ядерной энергетикой на текущих и будущих рынках электроэнергии. Например, по мере увеличения доли электроэнергии, вырабатываемой периодически возобновляемыми источниками, наблюдается большой разброс в электроснабжении с перепроизводством, как правило, в период с 9:00 до 16:00, когда солнечная энергия толкает цены на электроэнергию до очень низких значений или даже до отрицательных значений. Современные атомные электростанции, как правило, имеют ограниченную гибкость быстрого следования за нагрузкой и, в некоторых случаях, вынуждены поддерживать относительно высокий коэффициент мощности для достижения низкой приведенной стоимости электроэнергии (LCOE). Следовательно, даже если атомные электростанции могут удовлетворять ежедневно меняющемуся спросу на электроэнергию, их LCOE увеличивается, что затрудняет им конкуренцию с альтернативными технологиями. Солевой тепловой аккумулятор позволяет многим типам атомных тепловых электростанций работать с коэффициентом мощности 100% (или очень близким к нему) и хранить энергию в резервуарах для аккумуляции тепловой энергии, например, соляных резервуарах, и продавать электроэнергию в периоды, когда спрос высок и цена тоже высока.

Важным фактором снижения выбросов парниковых газов является распространение декарбонизации на другие промышленные процессы. Потребление энергии, в первую очередь в виде тепла в этом секторе, огромно, при этом основными потребителями являются нефтяная и химическая промышленности. Интегрированная энергетическая система, описанная в настоящем документе, с ее высокими температурами на выходе ~ 510°C - 540°C или выше и носителями тепла, совместимыми с этими температурами, дает возможность поставлять тепло большому количеству потребителей до температуры около 500°C, например, нефтеперерабатывающим заводам, различным химическим заводам, заводам по производству кальцинированной соды, целлюлозно-бумажным заводам, предприятиям пищевой промышленности и другим. Существует также большой потенциал для когенерационных электростанций, производящих как тепло, так и электроэнергию.

Транспортный сектор отвечает за вторую по величине долю в мировом потреблении энергии после промышленного производства. До недавнего времени транспорт работал исключительно на бензиновом топливе, без использования чистой ядерной энергии в этом секторе. Ситуация меняется с недавним появлением электромобилей, приводимых в действие аккумуляторными батареями и топливными элементами, работающими на водороде. Интегрированная энергетическая система, такая как была описана в настоящем документе, может обеспечивать оба этих продукта безуглеродными и оказывать значительное влияние на декарбонизацию транспортного сектора.

Интегрированные энергетические системы, описанные в настоящем документе, могут генерировать водород с использованием высокотемпературного электролиза и тепла. Аккумулированная тепловая энергия может быть использована для производства пара из воды, при этом гибридную энергию, такую как электричество, можно использовать для повышения температуры в электролизере до 750-900°C, например, посредством омического нагрева. В некоторых вариантах выполнения теплообменники в электролизере могут рекуперировать тепло из потоков водорода и кислорода, чтобы уменьшить количество омической энергии нагрева, которая необходима для поддержания температуры электролизера при требуемой температуре или в некоторых случаях выше порогового значения температуры. Более того, описанные интегрированные энергетические системы могут одновременно вырабатывать как электричество, например, для зарядки автомобильных аккумуляторов, так и водород. Например, когда электричество не требуется, генерируемая тепловая энергия может использоваться для выработки дополнительного водорода и хранения водорода для распределения на большие расстояния, как это сейчас делается с бензином. В отличие от аккумуляции тепла в масштабе ГВт, продолжительность которого ограничена часами и относительно короткими расстояниями транспортировки, водород может храниться гораздо дольше и транспортироваться на большие расстояния. Следовательно, интегрированная энергетическая система может использоваться для производства водорода, который можно хранить в течение длительных периодов времени, перевозить на большие расстояния и использовать позже в качестве источника топлива.

В некоторых вариантах выполнения атомная тепловая электростанция и интегрированная энергетическая

ческая система могут быть соединены, исключительно или частично, с установкой для производства водорода и могут применять процесс электролиза, который использует электричество для разделения воды на водород и кислород. В некоторых случаях интегрированная энергетическая система может поставлять тепловую энергию для генерируемого пара, который будет использоваться в процессе пароводородного риформинга природного газа. В некоторых случаях процесс высокотемпературного электролиза представляет собой процесс, в котором значительное количество энергии электролиза может быть обеспечено за счет тепла, что снижает количество электроэнергии и, таким образом, снижает затраты на производство водорода. В некоторых случаях в процессе высокотемпературного электролиза используется тепловая энергия, имеющая температуру около 800°C, которая может быть обеспечена интегрированной энергетической системой, как описано в настоящем документе.

Фиг. 11 показывает интегрированную энергетическую систему 1100, имеющую ядерный блок 1102, сообщающийся с интегрированным блоком 1104 аккумуляции энергии. Интегрированный блок 1104 аккумуляции энергии, в свою очередь, сообщается с силовым блоком 1106. Силовой блок 1106 может сообщаться с внешней нагрузкой 1108. В соответствии с некоторыми вариантами выполнения, ядерный блок 1102 содержит один или несколько ядерных реакторов, таких как атомная тепловая электростанция, имеющая границу 1110 ядерного объекта, окружающую ядерный оборудование, как было описано в настоящем документе. Одна или несколько атомных тепловых электростанций могут быть включены в ядерный блок 1102 в качестве его части, причем одна или несколько атомных тепловых электростанций могут быть соединены с интегрированным блоком 1104 аккумуляции энергии и поддерживать свои собственные отдельные границы 1110 ядерного объекта. Интегрированный блок 1104 аккумуляции энергии может состоять из любого подходящего аккумулятора тепла, как описано в настоящем документе, и может включать: например, соляные резервуары, в которых для хранения тепловой энергии при стабильной температуре для получения тепловой энергии от ядерного блока используется материал с фазовым переходом. Интегрированный блок 1104 аккумуляции энергии, также называемый в настоящем документе теплоаккумулирующей системой или системой аккумуляции тепловой энергии, отделен от ядерного блока 1102 границей 1112, которая может определяться границей 1110 ядерного объекта. В некоторых случаях основная связь между ядерным блоком 1102 и интегрированным блоком 1104 аккумуляции энергии осуществляется одним или несколькими теплообменниками, которые передают тепловую энергию, генерируемую ядерным блоком 1102, в интегрированный блок 1104 аккумуляции энергии.

Интегрированный блок 1104 аккумуляции энергии находится в тепловом сообщении с силовым блоком 1106. Тепловое сообщение может быть обеспечено одним или несколькими теплообменниками, которые выполнены с возможностью передачи тепловой энергии от интегрированного блока 1104 аккумуляции энергии к силовому блоку 1106. Силовой блок 1106 может преобразовывать тепловую энергию в электричество, например, это может выполняться турбиной, такой как паровая турбина, или системой преобразования тепловой энергии некоторого другого типа в электрическую энергию. Силовой блок 1106 может использовать тепловую энергию для выработки электричества для передачи на внешнюю нагрузку 1108, такую как, например, электрическая сеть.

По мере того как мир отходит от угольных электростанций, по любой из множества многочисленных причин оборудование выведенных из эксплуатации угольных электростанций может использоваться другими источниками энергии. Например, когда угольная электростанция выводится из эксплуатации, оборудование после котла не зависит от источника тепла. Например, турбинный блок, распределительные устройства, конденсаторы, генераторы и электрические кабели все еще могут использоваться с другим источником тепловой энергии. Эти ценные активы, которые становятся бесхозными активами после вывода из эксплуатации угольной электростанции, создают возможность для другого безуглеродного источника тепловой энергии продолжать использовать бесхозные активы для выработки электроэнергии.

В соответствии с некоторыми вариантами выполнения, баланс угля силового блока электростанции (например, всего, что находится после котла в технологическом процессе), включает оборудование, такое как корпус котла, подвесной пароперегреватель, турбину высокого давления, промежуточные пароперегреватели, турбину среднего давления, турбину низкого давления, конденсатор, питательные насосы, деаэраторы, подогреватели исходного продукта, экономайзер, градирню, электрический генератор, трансформаторы и систему электропередачи, а также сопутствующие трубопроводы, контрольно-измерительные приборы и средства управления. Эти бесхозные активы не зависят от источника тепловой энергии, которая может поставляться интегрированным блоком 1104 аккумуляции энергии (например, теплоаккумулирующей системой), как описано в настоящем документе.

Интегрированный блок 1104 аккумуляции энергии может получать тепловую энергию от любого из ряда источников тепловой энергии, таких как одна или несколько атомных тепловых электростанций, солнечная тепловая энергия, геотермальная энергия, ветровая тепловая энергия, энергия волн или любой другой подходящий генератор тепловой энергии. В соответствии с некоторыми вариантами выполнения, интегрированный блок 1104 аккумуляции энергии позволяет комбинировать любую форму тепловой энергии и использовать ее с любой формой силового блока 1106, обеспечивая дополнительное преимущество отделения ядерного блока 1102 от силового блока 1106.

Эта архитектура предлагает множество преимуществ. Например, существует обязательное отделе-

ние от ядерного блока 1102 и всего оборудования, расположенного дальше в технологическом процессе от интегрированного блока 1104 аккумуляирования энергии, есть гибкость в соединении ядерного блока 1102 с силовым блоком 1106. Например, ядерному блоку 1102 не требуется согласования, с точки зрения выходной мощности, с силовым блоком 1106. Ядерный блок 1102 может работать на полной мощности и передавать тепловую энергию на интегрированный блок 1104 аккумуляирования энергии, который затем может обеспечивать тепловую энергию для приведения в действие турбин силового блока 1106 любым подходящим способом. Таким образом, работа силового блока 1106 полностью независима от работы ядерного блока 1102.

В соответствии с некоторыми вариантами выполнения, ядерный блок 1102 может работать на 100% мощности, но поскольку ядерный блок 1102 отделен от силового блока 1106 интегрированным блоком 1104 аккумуляирования энергии, силовой блок 1106 полностью способен следовать за нагрузкой, в зависимости от спроса на электроэнергию.

Описанная архитектура также приводит к преимуществам в эффективности проектирования. Больше нет необходимости согласовывать ядерный реактор с конкретным силовым блоком 1106. Типовой реактор может быть соединен с типовым силовым блоком, что устраняет необходимость в разработке нового реактора, чтобы мощность соответствовала мощности каждого произвольного силового блока. Под типовым реактором понимается реактор любой конструкции и любой выходной мощности. Типовой силовой блок относится к любой конструкции, размеру, тип и выходной мощности системы преобразования тепловой энергии в электричество и включает, например, парогенератор.

В некоторых вариантах выполнения интегрированный блок 1104 аккумуляирования энергии предназначен для приема выходной мощности ядерного блока 1102 и доставки тепловой энергии в соответствии с требованиями силового блока 1106. В некоторых вариантах выполнения описанная архитектура допускает комбинацию конструкции с одним или несколькими реакторами, которые должны быть соединены с силовым блоком 1106. В качестве примера, если силовому блоку требуется 1600 МВт пара для турбины, эта потребность может быть удовлетворена с помощью одного реактора мощностью 1600 МВт, двух реакторов мощностью 800 МВт, одного реактора мощностью 1200 МВт и одного реактора мощностью 400 МВт, и т.д. В некоторых случаях интегрированный блок 1104 аккумуляирования энергии работает как агрегатор мощности от указанного одной или нескольких конструкций реактора, обеспечивая, тем самым, гибкость, масштабируемость и, во временных рамках, независимость соединения силового блока 1106 с одним или несколькими реакторами, полагаясь на интегрированный энергетический блок 1104 в качестве буфера. Это дополнительно обеспечивает ядерному блоку 1102 и силовому блоку 1106 возможность быть полностью разделенными и независимыми с точки зрения дизайна, конструкции и работы. Дополнительным преимуществом является то, что архитектура позволяет использовать конструкцию с одним реактором, например, электростанцию мощностью 400 МВт, используемую в сочетании с несколькими типами энергоблоков (например, 400 МВт, 800 МВт, 1200 МВт, 1600 МВт, 2000 МВт, 2400 МВт и т.п.). В некоторых вариантах выполнения может быть истинное несоответствие между ядерным блоком 1102 и силовым блоком 1106, например, реакторный блок 1102, который выдает 1600 МВт, может быть соединен с силовым блоком 1106 мощностью 1500 МВт. Другими словами, ядерный блок 1102 может иметь выходную тепловую мощность, а силовой блок 1106 может иметь входную тепловую мощность, которая больше или меньше, чем выходная тепловая мощность ядерного блока 1102. Другими словами, реакторный блок 1102 может иметь паспортную мощность, отличную от паспортной мощности силового блока 1106. В настоящем документе паспортная мощность - это длительная выходная мощность объекта при полной нагрузке. Паспортная мощность - это обычно число, зарегистрированное регулирующими органами для классификации выходной мощности электростанции, и обычно измеряется в ваттах, мегаваттах или гигаваттах. При использовании для описания силового блока 1106 его можно использовать для обозначения мощности, вводимой в силовой блок 1106, которая может быть преобразована в электричество, когда силовой блок 1106 работает на полной мощности.

Этот тип несоответствия может быть исправлен способами, описанными в настоящем документе, например, путем использования избыточной тепловой энергии для других целей, путем масштабирования интегрированного блока аккумуляирования энергии, и планирования аварийного отключения ядерной установки, в то же время обеспечивая подачу тепловой энергии на силовой блок из интегрированного блока аккумуляирования энергии, или обеспечивая ядерному блоку 1102 возможность зарядки интегрированного блока 1104 аккумуляирования энергии во время пониженного спроса на электроэнергию, и это лишь некоторые из них. В некоторых случаях силовой блок 1106 может быть оперативно масштабирован до выходной мощности ниже 100% мощности, в то время как ядерный блок 1102 может работать на 100% рабочей мощности.

Аналогичным образом, реакторный блок 1102 может быть соединен с интегрированным блоком 1104 аккумуляирования энергии, имеющим несоответствие между мощностью генерирования тепловой энергии ядерного блока 1102 и тепловой мощностью блока 1104 аккумуляирования тепловой энергии. Другими словами, ядерный блок 1102 может иметь генерирующую мощность, которая ниже аккумулялирующей мощности блока аккумуляирования тепловой энергии. В некоторых случаях генерирующая способность реакторного блока может составлять порядка 10%, 20%, 30%, 40%, 50%, 60%, 70% или 80% от

аккумулирующей способности блока аккумулярования тепловой энергии.

В некоторых случаях ядерный блок 1102 вырабатывает тепловую энергию при температуре, которая может быть не идеальной для силового блока 1106. В качестве примера ядерный блок 1102 может обеспечивать температуру на выходе 500°C, а силовому блоку 1106 может потребоваться пар с температурой 550°C. В этих случаях дефицит температуры может быть восполнен (1) пиковым резервуаром, который может нагревать теплоаккумулирующую среду до более высокой температуры, (2) добавлением дополнительной тепловой энергии к пару перед его прохождением через турбины, (3) запуском турбины с более низким КПД, или использованием какого-либо другого решения для устранения несоответствия температур.

В некоторых вариантах выполнения гибридная технология может использоваться для дополнения тепловой энергии ядерного блока 1102. Например, когда силовой блок 1106 требует температуры пара на входе выше, чем может обеспечить ядерный блок 1102, альтернативная технология, такой как омический нагрев, природный газ, водород или какой-либо другой источник энергии, может использоваться для достижения максимальной температуры пара для работы силового блока 1106 с подходящей эффективностью.

В соответствии с некоторыми вариантами выполнения, использование бесхозных активов силового блока 1106 в интегрированной энергетической системе 1100 вместе с атомной тепловой электростанцией обеспечивает многочисленные преимущества. Например, объект уже одобрен и эксплуатируется, выбор объекта уже сделан, это позволяет использовать оборудование на сотни миллионов долларов для дальнейшего использования в безуглеродной выработке энергии, а не списывать на металлолом, и объект уже подключен к передающей инфраструктуре и подключен к электросети, а также предоставляет другие преимущества.

Вышеупомянутое обсуждение объединения ядерного блока 1102 и интегрированного блока 1104 аккумулярования энергии с бесхозными активами угольного энергоблока 1106 в равной степени применимо к бесхозным активам природного газа. Поскольку газовая электростанция выводится из эксплуатации по любой из множества причин, силовые блоки этих электростанций могут использоваться путем соединения силового блока 1106 с интегрированным блоком 1104 аккумулярования энергии, который обеспечивает тепловую энергию для приведения в действие турбин газовой электростанции. Интегрированный блок 1104 аккумулярования энергии может получать тепловую энергию от любого из множества различных источников, таких как один или несколько ядерных реакторов, солнечная тепловая энергия, ветровая энергия, геотермальная энергия, гидроэнергия или любой другой подходящий источник тепловой энергии.

В некоторых случаях, когда силовому блоку 1106 требуются температуры выше, чем выходная температура интегрированного блока 1104 аккумулярования энергии, выведенная из эксплуатации газовая электростанция будет иметь доступный источник природного газа, который можно использовать для повышения температуры теплоаккумулирующей среды или рабочей текучей среды турбины, чтобы повысить эффективность турбинного цикла. Кроме того, сам силовой блок 1106 может вырабатывать электроэнергию с более низким КПД из-за неоптимального давления пара на входе и отводить часть генерируемой электроэнергии для достижения максимальной температуры входящего пара и постепенно повышать свою эффективность по мере увеличения температуры пара на входе до более идеальной температуры для силового блока.

В соответствии с некоторыми вариантами выполнения, на заброшенных объектах имеется возможность использовать бесхозное оборудование путем объединения его с интегрированным блоком 1104 аккумулярования энергии и ядерным блоком 1102. Используя существующую инфраструктуру, доступную на заброшенных объектах, можно использовать во всем остальном трудный в использовании объект, который необходимо восстановить и превратить в безуглеродный объект по производству энергии с гораздо меньшими затратами, чем при новом строительстве, с меньшими затратами времени и затрат на лицензирование и ввод в эксплуатацию, и этот объект можно реконструировать для получения положительных результатов.

Со ссылкой на фиг. 12А изображена интегрированная энергетическая система 1200 с атомной тепловой электростанцией 1202. В качестве иллюстративного примера показан реактор с натриевым теплоносителем; однако следует признать, что с системами и архитектурами, описанными в настоящем документе, может быть использован ядерный реактор любого типа. Реактор с натриевым теплоносителем расположен внутри радиационной части 1204, который содержит ядерную защитную оболочку. Граница 1206 ядерного объекта окружает радиационную часть 1204, а внутри радиационной части 1204 и границы 1206 ядерного объекта находится промежуточный тепловой контур 1208, которым в проиллюстрированном примере представляет собой натриевый контур. В некоторых реакторах с натриевым теплоносителем промежуточный тепловой контур 1208 предпочтительнее по нескольким причинам. Например, натрий и вода/пар взаимодействуют энергетически. Промежуточный контур 1208 в реакторах с натриевым теплоносителем обычно необходим для отделения высокоактивного первичного натрия внутри корпуса реактора с паром, например, в случае разрыва трубы парогенератора. Натрий в промежуточном тепловом контуре 1208 активируется потоком нейтронов при прохождении через первичный теплооб-

менник 1210, расположенный в корпусе 1212 реактора, и становится радиоактивным, но в гораздо меньшей степени, чем первичный натрий в корпусе 1212 реактора.

В некоторых вариантах выполнения ядерного реактора первичный теплообменник 1210 передает тепловую энергию от первичного натриевого теплоносителя в корпусе 1221 реактора к натриевому теплоносителю в промежуточном тепловом контуре 1208. Во многих случаях первичный теплообменник 1210 представляет собой натрий - натриевый теплообменник. Затем промежуточный тепловой контур 1208 может передавать тепловую энергию другому теплоносителю, который в проиллюстрированном примере может представлять собой, например, соль внутри промежуточного теплообменника 1214. Затем соль передает тепловую энергию в систему 1220 аккумуляции тепла для аккумуляции и использования системой 1222 преобразования энергии. Система 1222 преобразования энергии может содержать один или несколько парогенераторов 1224 и одну или несколько турбин 1226 и конденсаторов 1228, которые могут использоваться для выработки электроэнергии. Одним из эффектов проиллюстрированного промежуточного теплового контура 1208 является сохранение разделения между натриевым и паровым циклами. Промежуточный тепловой контур 1208 также снижает или предотвращает активацию соли благодаря расположению солевого контура 1230 на удалении от корпуса 1212 ядерного реактора и активной зоны ядерного реактора.

Фиг. 12В изображает интегрированную энергетическую систему 1250 с атомной тепловой электростанцией 1202, в которой из архитектуры системы исключен промежуточный тепловой контур. Например, первичный контур теплоносителя в корпусе 1212 реактора находится в непосредственном тепловом сообщении с теплопередающим контуром 1230 системы 1220 аккумуляции тепла. Исключение промежуточного теплового контура упрощает конструкцию, трубопроводы, клапаны и снижает стоимость. Это достигается, по меньшей мере частично, архитектурой солевой системы, которая получает тепловую энергию от первичного теплообменника 1210 в корпусе ядерного реактора, тем самым поддерживая разделение между натриевым контуром и паровым циклом системы преобразования энергии.

Однако дополнительным соображением является нейтронная активация солевой системы из-за теплоносителя (например, соли), проходящего через первичный теплообменник 1210 в корпусе 1212 реактора.

Фиг. 13А и 13В иллюстрируют варианты выполнения компактного теплообменника ("КТО") 1300, выполненного в соответствии с некоторыми вариантами выполнения. Компактный теплообменник 1300 может представлять собой теплообменник на печатной схеме, пластинчатый теплообменник, формованный пластинчатый теплообменник или гибридный теплообменник, в котором две или большее количество сред протекают по противоположным сторонам одной или нескольких соединенных пластин. Теплоноситель может находиться под высоким давлением, но в некоторых вариантах выполнения он находится под низким давлением. Рабочие текучие среды, которые в некоторых вариантах выполнения представляют собой натрий и соль, могут протекать по обеим сторонам указанной одной или нескольких соединенных пластин через 2D- или 3D-каналы пластин. 2D- или 3D-каналы пластин могут быть выполнены с возможностью получения требуемой тепловой длины и перепада давления. Используемые в настоящем документе натрий и соль будут использоваться в качестве иллюстративных рабочих текучих сред в КТО, при этом натрий используется в качестве теплоносителя в активной зоне реактора, а соль используется в качестве теплопередающей текучей среды для переноса тепловой энергии за пределы корпуса реактора. В некоторых вариантах выполнения КТО используется в сочетании с ядерным реактором с натриевым бассейном.

Впускное отверстие 1302 для натрия выполнено рядом с одной стороной КТО, а выпускное отверстие 1304 для натрия может быть выполнено на противоположной стороне КТО. В некоторых вариантах выполнения впускное отверстие 1302 для натрия может быть расположено рядом с верхней поверхностью КТО, а выпускное отверстие 1304 для натрия может быть расположено рядом с нижней поверхностью КТО в установленной конфигурации внутри корпуса реактора. В некоторых вариантах выполнения впускное отверстие 1302 для натрия может быть выше выпускного отверстия 1304 для натрия. Однако в других вариантах выполнения впускное отверстие 1302 для натрия может находиться на любой стороне КТО или рядом с ней, а выпускное отверстие 1304 для натрия может быть расположено рядом или на любой другой стороне КТО. Во многих случаях впускное отверстие 1302 для натрия и выпускное отверстие 1304 для натрия находятся на противоположных сторонах КТО.

Впускное отверстие 1306 для соли может быть расположено на одной стороне КТО 1300 или рядом с ней, которая может быть стороной, ортогональной стороне, выполненной с впускным отверстием 1302 для натрия. Выпускное отверстие 1308 для соли может быть выполнено на той же стороне, что и впускное отверстие 1306 для соли для размещения трубопровода соляного контура, который может входить и выходить с одной и той же стороны корпуса реактора. Однако впускное отверстие 1306 для соли и выпускное отверстие 1308 для соли могут быть выполнены на разных поверхностях КТО 1300.

КТО 1300 может быть сформирован из ряда параллельных пластин 1310, имеющих поверхностные канавки 1312, которые расположены рядом друг с другом, с образованием ряда каналов, когда пластины 1310 соединены вместе. Поверхностные канавки 1312 могут быть вытравлены фотохимическим способом, механически сформированы или сформированы с помощью какого-либо другого процесса на по-

верхности пластины, а их размер и расположение должны обеспечивать желаемые характеристики потока, такие как длина пути прохождения текучей среды и перепад давления.

Во многих случаях пластины 1310 соединены диффузионным соединением друг с другом, что представляет собой процесс сварки в твердом состоянии, который возвращает соединениям прочность основного металла, обеспечивает превосходные теплогидравлические характеристики и позволяет оптимизировать конструкцию 2D и/или 3D каналов текучей среды через КТО 1300.

В некоторых вариантах выполнения распределитель или коллектор (не показаны) могут быть присоединены к впускному или выпускному отверстию для текучей среды, что обеспечивает канал сообщения текучей среды через все слои КТО одновременно. В качестве альтернативы или в дополнение, порты могут быть выполнены на этапе формирования плиты для обеспечения встроенных коллекторов в КТО 1300. В некоторых случаях КТО 1300 может быть полупортовым с комбинацией распределителей и портов, которые соединены коллекторами.

КТО 1300 может быть изготовлен из любого подходящего материала и иметь размер, подходящий для предполагаемого применения. Во многих случаях теплообменник КТО 1300 может быть значительно меньше кожухотрубного теплообменника для того же применения. Другими словами, при использовании в корпусе ядерного реактора КТО 1300, спроектированный как натрий-солевой теплообменник, может быть значительно меньше, чем кожухотрубный теплообменник, выполненный с возможностью натрий-солевой теплопередачи, имеющий аналогичные возможности передачи тепловой энергии. В некоторых случаях КТО 1300 требует приблизительно в семь раз меньше объема, чем сопоставимый кожухотрубный теплообменник для аналогичного применения.

В проиллюстрированном примере первичный натрий протекает через открытые пазы от впускного отверстия 1302 для натрия, образованного на верхней поверхности, вниз через каналы, образованные между пластинами в КТО 1300, к выпускному отверстию 1304 для натрия, образованному на нижней поверхности КТО 1300. Соль поступает во впускное отверстие 1306 для соли и распределяется по холодным каналам через распределители и протекает вверх по каналам, образованным в КТО 1300, и выходит из выпускного отверстия 1308 для соли. Конфигурация, такая как эта, в которой горячие текучие среды входят/выходят вблизи верхней части КТО, а холодные текучие среды входят/выходят вблизи нижней части КТО, использует преимущества естественных циклов конвекции, чтобы стимулировать эффективный поток текучей среды.

Можно указать допустимый перепад давления, причем более низкие перепады давления обычно желательны для снижения эксплуатационных расходов и повышения эффективности цикла. В некоторых вариантах выполнения перепад давления натрия в КТО составляет менее приблизительно 6 фунтов на кв.дюйм (41,4 кПа), или менее приблизительно 5 фунтов на кв.дюйм (34,5 кПа), или менее приблизительно 4 фунта на кв.дюйм (27,6 кПа), или менее приблизительно 3 фунта на кв.дюйм (20,7 кПа). Меньший перепад давления обычно требует короткой длины протекания и низкой вязкости, что напрямую влияет на этот коэффициент теплопередачи. Падение давления можно регулировать, изменяя длину потока, вязкость текучей среды и/или ширину потока, а на общую теплопередачу можно также влиять, изменяя количество слоев и площадь теплопередачи.

Типы поверхности пластины могут быть адаптированы для конкретной цели и могут быть выполнены с возможностью увеличения поверхностной плотности и коэффициентов теплопередачи, и могут быть выполнены в виде ребер, имеющих любое подходящее расположение, такое как зубчатое, елочное или перфорированное. Конечно, в настоящем документе возможны и предусмотрены другие компоновки. В сочетании или в качестве альтернативы, проходы могут быть созданы непосредственно в пластинах любым подходящим способом, но в некоторых случаях с помощью фотохимического травления.

Проходы могут иметь любой подходящий размер и форму поперечного сечения. В некоторых вариантах выполнения сформированные каналы являются полукруглыми с радиусом приблизительно 0,5 мм, или приблизительно 0,75 мм, или приблизительно 1 мм. Конечно, в соответствии с расчетными параметрами потока КТО возможны и другие подходящие формы и размеры поперечного сечения.

Фиг. 14А и 14В иллюстрируют относительную разницу размеров кожухотрубного натрий-натриевого теплообменника 1402 (фиг. 14А) и натрий-солевого КТО 1404 (фиг. 14В). Примечательно, что кожухотрубный натрий-солевой теплообменник значительно больше, чем кожухотрубный натрий-солевой теплообменник, показанный на фиг. 14А.

Фиг. 14А изображает схематический вид ядерного реактора 1400, имеющего кожухотрубный теплообменник 1402, предназначенный для натрий-натриевого теплообмена. Как можно видеть, натрий-натриевый теплообменник 1402 является одним из самых больших компонентов в корпусе 1406 реактора и является основным конструктивным фактором при проектировании ядерного реактора 1400. Фактически, натрий-натриевый теплообменник 1402, по большей части, определяет высоту корпуса 1406 реактора, что, в свою очередь, влияет на общий размер конструкции защитной оболочки и других компонентов.

Кроме того, экранирование натрий-натриевого теплообменника 1402 сложно и дорого, поскольку натрий-натриевый теплообменник 1402 примыкает к активной зоне 1408, где он получает относительно высокую нейтронно-физическую активность. Экранирование затруднено из-за нехватки места в корпусе 1406 реактора и из-за размера теплообменника 1402. При замене кожухотрубного натрий-натриевого

теплообменника 1402 на кожухотрубный натрий-солевой теплообменник необходимо учитывать следующие соображения: усугубляется тем, что натрий-солевой кожухотрубный теплообменник значительно больше, чем проиллюстрированный натрий-натриевый кожухотрубный теплообменник 1402.

Во многих типичных конфигурациях теплообменная соль имеет приблизительно в 100 раз более низкую теплопроводность, чем натрий. Следовательно, от кожухотрубного натрий-солевого теплообменника требуется теплообменник, который значительно больше, чем натрий-натриевой теплообменник. В некоторых случаях высота натрий-солевого теплообменника более чем в два раза превышает высоту натрий-натриевого кожухотрубного теплообменника. В некоторых случаях может быть выгодно использовать натрий-солевой теплообменник в тех вариантах выполнения, в которых соль представляет собой рабочую текучую среду, например, в интегрированной энергетической системе, а соль является средой для аккумуляции тепловой энергии. Благодаря использованию натрий-солевого теплообменника можно исключить традиционный промежуточный натриевый контур, который получает тепловую энергию от теплоносителя первичного контура в корпусе 1406 реактора и передает ее в солевой контур вне корпуса 1406 реактора. Однако любые преимущества, получаемые от исключения промежуточного натриевого контура, быстро теряются, поскольку корпус 1406 реактора должен быть значительно больше (например, в 2 раза выше), чтобы облегчить натрий-солевой тепловой кожухотрубный теплообменник. Аналогичным образом, защитная оболочка также должна быть увеличена в размерах, чтобы вместить более крупный корпус 1406 реактора.

В некоторых вариантах выполнения теплообменник внутри корпуса 1406 реактора играет заметную роль в размере корпуса 1406 реактора. Путем уменьшения размера теплообменника можно соответствующим образом уменьшить размер корпуса реактора. В некоторых вариантах выполнения компактный теплообменник 1404 используется в качестве первичного натрий-солевого теплообменника в корпусе 1406 реактора.

Как видно на фиг. 14В, один или несколько КТО 1404 могут быть расположены внутри корпуса реактора 1406 в месте, которое находится на определенном расстоянии от активной зоны 1408. В некоторых случаях расстояние является значительным с точки зрения радиационного облучения. Например, чем дальше от активной зоны 1408 находится КТО 1404, тем меньшему излучению подвергается КТО 1404. Следовательно, чем дальше КТО 1404 расположено от активной зоны 1408, тем меньше требуется экранирования для уменьшения активации соли в солевом контуре. Кроме того, большее расстояние КТО 1404 от активной зоны 1408 улучшает естественную циркуляцию натрия в корпусе 1406 реактора, при этом размер циркуляционного насоса 1410 может быть уменьшен, тем самым обеспечивая дополнительную эффективность и преимущества в размере. В некоторых случаях использование одного или нескольких КТО 1404 в корпусе 1406 реактора позволяет ядерному реактору вырабатывать большее количество тепловой энергии или уменьшать его размеры без ущерба для количества вырабатываемой тепловой энергии.

По сравнению с кожухотрубным теплообменником 14402, изображенным на фиг. 14А, в котором теплообменник примыкает к активной зоне и, поэтому, нуждается в значительном экранировании для уменьшения активации теплоносителя, КТО 1404 имеет небольшие размеры и удален от активной зоны 1408, что снижает степень требуемой защиты. Таким образом, КТО 1404 позволяет проектировать бассейновый реактор со значительным упрощением архитектуры, конструкции, экранирования, трубопроводов и необходимых затрат. В некоторых вариантах выполнения КТО используется с реактором бассейнового типа. В некоторых вариантах выполнения реактор бассейнового типа представляет собой реактор бассейнового типа с натрием. В некоторых случаях натриевый реактор бассейнового типа работает со спектром быстрых нейтронов.

В некоторых вариантах выполнения давление солевого контура в КТО 1404 выше, чем давление в натриевом контуре КТО 1404. Как следствие, любые утечки в КТО 1404 вызовут вытекание соли в натрий. В некоторых случаях продукты реакции комбинации соли и натрия могут иметь тенденцию закупоривать любые утечки в КТО 1404, тем самым обеспечивая внутреннюю безопасность в случае выхода из строя компонента КТО 1404. Кроме того, любые потенциальные утечки в КТО 1404 может быть обнаружены в системе защитного газа ядерного реактора. Размер и расположение КТО 1404 облегчают снятие и замену КТО 1404, тем самым повышая эффективность обслуживания и замены КТО 1404 по сравнению с кожухотрубным теплообменником 1402.

В некоторых вариантах выполнения в ядерном реакторе бассейнового типа можно использовать несколько КТО. Как описано ранее, впускное отверстие для натрия может быть расположено в КТО выше, а выпускное отверстие для натрия может быть расположен в КТО ниже. Впускное и выпускное отверстия для соли могут быть расположены на одной стороне КТО и могут быть расположены с возможностью повышения эффективности установки, трубопровода и возможной замены КТО. В некоторых вариантах выполнения впускное и выпускное отверстия для соли могут быть обеспечены коаксиальной впускной и выпускной трубой. Конечно, возможны и другие конфигурации, такие как отдельные некоаксиальные трубы, а также другие варианты расположения впускного и выпускного отверстий для соли, которые могут располагаться на соседних или противоположных сторонах КТО 1404.

Выпускное отверстие для натрия из двух или более КТО может сливаться в одно выпускное отвер-

стие для натрия, которое возвращает охлажденный натрий в активную зону. Благодаря использованию соли в качестве рабочего тела для получения тепловой энергии от ядерного реактора и передачи ее в теплоаккумулирующую систему, устраняются дополнительные натриевые контуры, что также устраняет необходимость в больших натриевых трубах с натриевой противопожарной защитой и экранированием, что еще больше упрощает конструкцию и снижает сопутствующие расходы.

Хотя иллюстративный КТО 1404 был описан с реактором с натриевым бассейном, особенности и преимущества, описанные в настоящем документе, могут быть в равной степени применимы к реакторам других типов. Аналогичным образом, хотя в описанном теплоносителе в качестве примера используется соль, это является иллюстративным, при этом возможны другие среды и типы сред.

Фиг. 15 изображает интегрированную энергетическую систему 1500, имеющую атомную тепловую электростанцию 1502, которая содержит ядерный реактор 1504, вырабатывающий тепло. Ядерный реактор 1504 находится в тепловом сообщении с системой 1506 аккумуляции тепла. Теплоаккумулирующая система находится в тепловом сообщении с системой 1508 преобразования энергии, которая сообщается с внешней нагрузкой 1510.

Ядерный реактор 1504, вырабатывающий тепло, является по существу таким, как описано в настоящем документе, при этом он может представлять собой ядерный реактор любого подходящего типа, известный в настоящее время или который будет разработан позже. Кроме того, ядерный реактор 1504, вырабатывающий тепло, может включать ядерный реактор любого подходящего размера, такой как небольшой модульный реактор, микрореактор и реактор мощностью до гигаватт или больше. Кроме того, в интегрированной системе преобразования энергии можно использовать один или несколько реакторов, которые могут быть реакторами одного типа или реакторами разных типов и размеров.

Ядерный реактор 1504 окружен границей 1512 ядерного объекта, по существу, как описано в настоящем документе. За пределами границы 1512 ядерного объекта расположена система 1506 аккумуляции тепла. Как описано, система 1506 аккумуляции тепла может представлять собой систему 1506 аккумуляции тепла любого подходящего типа и может использовать теплоаккумулирующую среду любого подходящего типа. Например, теплоаккумулирующая среда может включать эвтектические растворы, материалы с фазовым переходом, сплавы с интервалом смешиваемости, смеси металлов (например, AlSi), материалы на основе цемента, расплавленные соли (например, хлоридные соли, нитрат натрия, нитрат калия, нитрат кальция, NaKMg или NaKMg-Cl и др.), твердый или расплавленный кремний или комбинации этих или других материалов.

В некоторых примерах теплоаккумулирующая среда также используется в качестве теплопередающей среды в системе 1514 переноса энергии и/или в системе 1516 доставки энергии. Таким образом, система 1516 доставки энергии может проточно сообщаться с системой 1508 преобразования энергии, а теплопередающая среда системы 1516 доставки энергии может непосредственно взаимодействовать с теплоаккумулирующей средой системы 1506 аккумуляции тепла. Аналогично, в некоторых примерах система 1514 переноса энергии может использовать теплопередающую среду, которая является той же самой, что и теплоаккумулирующая среда системы 1506 аккумуляции тепла. В некоторых случаях система 1506 аккумуляции тепла может находиться в непосредственном жидкостном контакте с системой 1514 переноса энергии, системой 1516 доставки энергии, или с обеими.

Система 1506 аккумуляции тепла находится в тепловом сообщении с ядерным реактором 1504 посредством системы 1514 переноса энергии, которая может быть термически соединена с ядерным реактором 1504 и с системой 1506 аккумуляции тепла посредством одного или нескольких теплообменников. Система 1514 переноса энергии передает тепловую энергию, как правило, по изолированным каналам, в систему 1506 аккумуляции тепла, где тепловая энергия хранится до тех пор, пока она не понадобится.

Система 1506 аккумуляции тепла находится в тепловом сообщении с системой 1508 преобразования энергии, например, посредством системы 1516 доставки энергии. Система 1508 преобразования энергии может представлять собой технологию любого подходящего типа, известную в настоящее время или которая будет разработана позже, и которая способна преобразовывать тепловую энергию в полезную энергию другого вида. В некоторых примерах система 1508 преобразования энергии представляет собой энергетический цикл на сверхкритическом CO_2 ($s\text{CO}_2$), в котором используется турбина на $s\text{CO}_2$, которая может работать по циклу Брайтона, для преобразования $s\text{CO}_2$ в механическую работу. Во многих случаях $s\text{CO}_2$ направляется через турбину, которая вращает вал генератора для выработки электроэнергии. $s\text{CO}_2$ имеет большую плотность энергии, чем пар, что позволяет использовать компоненты системы меньшего размера, которые обеспечивают такую же полезную мощность, что и более крупная паровая турбина. Кроме того, благодаря использованию $s\text{CO}_2$ в качестве рабочей текучей среды и полному исключению парогенератора, для системы требуется гораздо меньших капитальных затрат на строительство. Более того, $s\text{CO}_2$ невзрывоопасен, негорюч, нетоксичен и относительно недорог.

В некоторых вариантах выполнения $s\text{CO}_2$ нагревается солью из системы 1506 аккумуляции тепла, например, с помощью теплообменника. $s\text{CO}_2$ расширяется в турбине, таким образом вращая турбину, создавая механическую работу вала. CO_2 , выходящий из турбины, охлаждается в теплообменнике до температуры, требуемой на входе в компрессор, причем CO_2 направляется обратно в теплообменник для

повторного нагрева солью, и цикл повторяется. Предусмотрены и другие архитектуры системы, такие как система, в которой система 1506 аккумулирования тепла исключена или обойдена, чтобы доставлять тепловую энергию от ядерного реактора 1504 непосредственно в систему 1508 энергетического цикла на $s\text{CO}_2$.

Система 1508 энергетического цикла на $s\text{CO}_2$ может быть соединена с внешней нагрузкой 1510, которая может представлять собой электрическую сеть общего пользования, например, систему 1518 передачи энергии. Система 1508 энергетического цикла на $s\text{CO}_2$ может подавать сгенерированное электричество в электрическую сеть, например, с помощью высоковольтных линий электропередачи, которые передают энергию от системы энергетического цикла $s\text{CO}_2$ к центрам потребления. Примечательно, что система 15089 преобразования энергии находится на удалении от ядерного реактора и, во многих случаях, находится за границей 1512 ядерного объекта, а во многих случаях также за пределами ЗАП. Как описано, ядерный реактор 1504 развязан от системы 1508 преобразования энергии, при этом любые неисправности в системе 1508 энергетического цикла на $s\text{CO}_2$ не оказывают негативного влияния на ядерный реактор 1504, и наоборот. Фактически, даже когда ядерный реактор 1504 остановлен, например, для технического обслуживания или дозаправки, система 1506 аккумулирования тепла способна продолжать подавать тепловую энергию в систему 1508 энергетического цикла $s\text{CO}_2$ для подачи электроэнергии на внешнюю нагрузку.

Фиг. 16 изображает интегрированную энергетическую систему 1600, имеющую атомную тепловую электростанцию 1602, соединенную непосредственно с энергетическим циклом $s\text{CO}_2$ 1604, который, в свою очередь, может быть связан с внешней нагрузкой 1606 с помощью системы 1610 передачи энергии. В этом примере система 1608 переноса энергии может содержать соль, которая нагревается ядерным реактором 1602, по существу, как описано в настоящем документе, и подается в систему 1604 энергетического цикла на $s\text{CO}_2$, где она используется для нагревания CO_2 до сверхкритических условий для приведения в действие турбины $s\text{CO}_2$. Система 1604 энергетического цикла на $s\text{CO}_2$ может обеспечивать потребность в базовой нагрузке, а любая избыточная тепловая энергия, создаваемая атомной тепловой электростанцией 1602, может быть отведена и использована для других тепловых процессов. Система 1604 энергетического цикла на $s\text{CO}_2$ может быть расположена за границей 1612 ядерного объекта и за пределами зоны аварийного планирования ядерного реактора 1602. Ядерный реактор 1602 в проиллюстрированных вариантах выполнения может представлять собой любой подходящий реактор, как описано в настоящем документе.

Фиг. 17 изображает другую системную архитектуру интегрированной энергетической системы 1700, в которой атомная тепловая электростанция 1702 вырабатывает тепло, которое передается в систему 1704 переноса энергии, например, с помощью теплообменника в корпусе реактора. Система 1704 переноса энергии для переноса тепловой энергии использует рабочую текучую среду. В некоторых случаях рабочей текучей средой является соль, но могут быть и другие текучие среды. Атомная тепловая электростанция 1702 и система 1706 аккумулирования тепла могут представлять собой любые подходящие системы и могут быть аналогичны или идентичны аналогичным системам, описанным в других вариантах выполнения настоящего документа.

Рабочая текучая среда в системе 1704 переноса энергии может разветвляться и доставлять тепловую энергию множеству систем. Как показано, первая часть тепловой энергии может подаваться в систему 1706 аккумулирования тепла, а вторая часть тепловой энергии может подаваться в энергетический цикл 1708 на $s\text{CO}_2$. В некоторых случаях тепловую энергию, подаваемую в систему 1706 аккумулирования тепла, можно использовать, как в основном описано в настоящем документе, например, путем приведения в действие системы 1710 преобразования энергии, которая может представлять собой систему паровой турбины, используемую для выработки электроэнергии, подаваемой на внешнюю нагрузку 1712.

Тепловая энергия, подаваемая в энергетический цикл 1708 на $s\text{CO}_2$, может использоваться для любой подходящей цели, но в некоторых случаях может использоваться для обеспечения электроэнергией внешней нагрузки 1714. В некоторых случаях внешняя нагрузка 1714 представляет собой спрос на электроэнергию базовой нагрузки, и энергетический цикл 1708 на $s\text{CO}_2$ может работать на таком уровне, чтобы удовлетворить спрос на электроэнергию базовой нагрузки. Другой источник электроэнергии, такой как система 1710 преобразования энергии, которая может представлять собой парогенератор, также может использоваться для удовлетворения пиковых потребностей в электроэнергии, или наоборот.

В некоторых вариантах выполнения первая система 1407 переноса энергии подает энергию в систему 1706 аккумулирования тепла с использованием первой рабочей текучей среды. Вторая система 1716 переноса энергии может подавать тепловую энергию в энергетический цикл 1708 на $s\text{CO}_2$ с использованием второй рабочей текучей среды. В некоторых вариантах выполнения вторым рабочей текучей средой может быть CO_2 , который перегревается в теплогенерирующем ядерном реакторе 1702 и направляется в энергетический цикл 1708 на $s\text{CO}_2$, в котором $s\text{CO}_2$ используется напрямую. В некоторых вариантах выполнения энергетический цикл 1708 на $s\text{CO}_2$ может использоваться для обеспечения электроэнергией одного или нескольких ядерных реакторов. Таким образом, один или несколько ядерных реакторов не должны полагаться на электрическую сеть для получения электроэнергии в случае, если электричество из сети недоступно, но ядерные реакторы могут быть отделены от сети и быть самоподдерживающимися,

полагаясь на систему 1708 энергетического цикла на $s\text{CO}_2$ для обеспечения их электроэнергией. В некоторых вариантах выполнения вторая рабочая текучая среда является той же самой, что и первая рабочая текучая среда. В некоторых вариантах выполнения первая и вторая рабочие текучие среды представляют собой соли.

В некоторых вариантах выполнения система 1706 аккумуляирования тепла расположена за пределами границы 1720 ядерного объекта. В некоторых вариантах выполнения система 1710 преобразования энергии расположена за пределами границы 1720 ядерного объекта. В некоторых вариантах выполнения система энергетического цикла на $s\text{CO}_2$ расположена за пределами границы 1720 ядерного объекта. Границей 1720 ядерного объекта может быть любая подходящая граница, такая как описанная в настоящем документе. В некоторых случаях система 1706 аккумуляирования тепла, система 1710 преобразования энергии, система 1708 энергетического цикла на $s\text{CO}_2$ или комбинация этих систем расположены за пределами ЗАП теплогенерирующего ядерного реактора 1702. В некоторых вариантах выполнения система 1708 энергетического цикла на $s\text{CO}_2$ соединена с двумя или большим количеством ядерных реакторов 1702 для обеспечения электроэнергией двух или большего количества ядерных реакторов независимо от электрической сети.

Описанные в настоящем документе варианты выполнения обеспечивают интегрированную энергетическую систему, которая отделяет источник тепловой энергии от системы преобразования энергии, которая обеспечивает модульную, масштабируемую, эффективную систему, которая может использоваться для удовлетворения требований базовой электрической нагрузки, требований пиковой электрической нагрузки, а также промышленного технологического тепла. Один или несколько источников тепловой энергии, такие как, например, среди прочего, один или несколько ядерных реакторов различных типов, солнечные электростанции, источники геотермальной энергии, могут быть связаны с общим ядерным оборудованием электростанции, такими как теплоаккумулирующая система и система преобразования энергии.

Специалист в данной области техники поймет, что любой процесс или способ, раскрытый в настоящем документе, можно модифицировать многими способами. Параметры процесса и последовательность этапов, описанных и/или проиллюстрированных в настоящем документе, даны только в качестве примера и могут быть изменены по желанию. Например, несмотря на то, что этапы, проиллюстрированные и/или описанные в настоящем документе, могут быть показаны или обсуждены в конкретном порядке, эти этапы не обязательно должны выполняться в указанном или обсуждаемом порядке.

Различные иллюстративные способы, описанные и/или проиллюстрированные в настоящем документе, могут также опускать один или несколько этапов, описанных или проиллюстрированных в настоящем документе, или содержать дополнительные этапы в дополнение к раскрытым. Кроме того, этап любого способа, описанного в настоящем документе, может быть объединен с любым одним или несколькими этапами любого другого способа, раскрытого в настоящем документе.

Если не указано иное, термины "соединенный с" и "связанный с" (и их производные), используемые в описании и формуле изобретения, должны толковаться как разрешающие как непосредственное, так и опосредованное (то есть через другие элементы или компоненты) соединение. Кроме того, термины в единственном числе, используемые в описании и формуле изобретения, должны толковаться как означающие "по меньшей мере один из". Наконец, для простоты использования термины "включающий" и "имеющий" (и их производные), используемые в описании и формуле изобретения, взаимозаменяемы и имеют то же значение, что и слово "содержащий".

Используемый в настоящем документе термин "или" используется включительно для обозначения элементов в альтернативе и в комбинации. Используемые в настоящем документе символы, такие как цифры, относятся к аналогичным элементам.

Варианты выполнения настоящего изобретения были показаны и описаны, как изложено в настоящем документе, и представлены только в качестве примера. Обычный специалист в данной области техники распознает многочисленные адаптации, изменения, вариации и замены без отклонения от объема настоящего изобретения. Можно использовать несколько альтернатив и комбинаций, раскрытых в настоящем документе вариантов выполнения, не выходя за рамки объема настоящего изобретения и раскрытых в настоящем документе изобретений. Следовательно, объем раскрытых в настоящее время изобретений должен определяться исключительно объемом прилагаемой формулы изобретения и ее эквивалентов. Это изобретение также включает следующие пронумерованные пункты.

1. Система, содержащая:
 - ядерный реактор, расположенный на ядерном объекте;
 - границу ядерного объекта, окружающую ядерный реактор, причем граница ядерного объекта образована одним или несколькими барьерами, препятствующими доступу к ядерному объекту;
 - систему аккумуляирования тепловой энергии, расположенную снаружи границы ядерного объекта и находящуюся в тепловом сообщении с ядерным реактором; и
 - генератор мощности, находящийся в тепловом сообщении с системой аккумуляирования тепловой энергии, причем генератор мощности расположен снаружи границы ядерного объекта.
2. Система по п.1, дополнительно содержащая сооружение защитной оболочки, причем ядерный

реактор заключен в сооружении защитной оболочки.

3. Система по п.1, дополнительно содержащая зону обращения с топливом, причем зона обращения с топливом расположена внутри границы ядерного объекта.

4. Система по п.1, в которой система аккумулирования тепловой энергии находится в тепловом сообщении с ядерным реактором посредством системы переноса энергии.

5. Система по п.4, в которой система переноса энергии содержит контур текучей среды, который образует замкнутый контур между ядерным реактором и системой аккумулирования тепловой энергии.

6. Система по п.5, в которой контур текучей среды системы переноса энергии находится в тепловом сообщении с ядерным реактором посредством первого теплообменника и в тепловом сообщении с системой аккумулирования тепловой энергии посредством второго теплообменника.

7. Система по п.5, в которой контур текучей среды содержит рабочую текучую среду.

8. Система по п.7, в которой рабочая текучая среда содержит хлоридную соль.

9. Система по п.7, в которой рабочая текучая среда содержит нитрат натрия.

10. Система по п.7, в которой рабочая текучая среда представляет собой эвтектический раствор.

11. Система по п.7, в которой рабочая текучая среда содержит материал с фазовым переходом.

12. Система по п.7, в которой рабочая текучая среда содержит сплав с областью несмешиваемости.

13. Система по п.7, в которой рабочая текучая среда содержит расплавленный металл или металлический сплав.

14. Система по п.6, в которой первый теплообменник или второй теплообменник представляет собой кожухотрубный теплообменник.

15. Система по п.6, в которой первый теплообменник или второй теплообменник представляет собой двухтрубный теплообменник.

16. Система по п.6, в которой первый теплообменник или второй теплообменник представляет собой пластинчатый теплообменник.

17. Система по п.6, в которой первый теплообменник представляет собой компактный теплообменник.

18. Система по п.1, отличающаяся тем, что граница ядерного объекта представляет собой ограждение.

19. Система по п.1, в которой ядерный реактор представляет собой реактор на быстрых нейтронах.

20. Система по п.1, в которой ядерный реактор представляет собой реактор-размножитель.

21. Система по п.1, в которой ядерный реактор представляет собой реактор на тепловых нейтронах.

22. Система по п.1, в которой ядерный реактор представляет собой тяжеловодный ядерный реактор.

23. Система по п.1, в которой ядерный реактор представляет собой легководный ядерный реактор.

24. Система по п.1, в которой ядерный реактор представляет собой ядерный реактор на расплаве солей.

25. Система по п.1, в которой ядерный реактор представляет собой реактор с жидкометаллическим теплоносителем.

26. Система по п.1, в которой ядерный реактор представляет собой ядерный реактор с газовым охлаждением.

27. Система по п.1, в которой система аккумулирования тепловой энергии соединена с системой преобразования энергии, у которой подводимая тепловая мощность превышает выходную тепловую мощность ядерного реактора.

28. Система по п.1, в которой система аккумулирования тепловой энергии представляет собой систему низкого давления.

29. Система по п.28, в которой система переноса энергии выполнена с возможностью переноса тепловой энергии от ядерного реактора в систему аккумулирования тепловой энергии.

30. Система по п.29, в которой система переноса энергии представляет собой систему низкого давления.

31. Система по п.1, в которой генератор мощности находится в тепловом контакте с системой аккумулирования тепловой энергии посредством системы доставки энергии.

32. Система по п.31, в которой система доставки энергии содержит замкнутый контур текучей среды.

33. Система по п.32, в которой замкнутый контур текучей среды содержит расплав соли.

34. Система по п.31, в которой система доставки энергии содержит рабочую текучую среду, находящуюся в непосредственном контакте с теплоаккумулирующей средой внутри системы аккумулирования тепловой энергии.

35. Система по п.1, в которой генератор мощности представляет собой паровую турбину.

36. Система по п.35, в которой паровая турбина преобразует пар в механическую работу.

37. Система по п.36, дополнительно содержащая генератор мощности, соединенный с паровой турбиной выходным валом паровой турбины, при этом механическая работа приводит к выработке генератором мощности электричества.

38. Система по п.37, в которой генератор мощности выполнен в виде системы выработки электро-

энергии в режиме следования за нагрузкой.

39. Система по п.1, в которой ядерный реактор представляет собой первый ядерный реактор и дополнительно содержит второй ядерный реактор.

40. Система по п.39, в которой второй ядерный реактор расположен на втором ядерном объекте внутри границы второго ядерного объекта, а система аккумулирования тепловой энергии и генератор мощности расположены за пределами границы второго ядерного объекта.

41. Система по п.1, дополнительно содержащая вспомогательную теплоаккумулирующую систему, находящуюся в тепловом сообщении с ядерным реактором.

42. Система по п.41, в которой вспомогательная теплоаккумулирующая система выполнена с возможностью регулирования температуры на входе в активную зону ядерного реактора.

43. Система по п.1, дополнительно содержащая солнечную тепловую энергетическую систему, находящуюся в тепловом сообщении с системой аккумулирования тепловой энергии.

44. Система по п.1, дополнительно содержащая зону аварийного планирования вокруг ядерного реактора, причем система аккумулирования тепловой энергии и генератор мощности расположены снаружи зоны аварийного планирования.

45. Система по любому из предшествующих пунктов, в которой ядерный реактор содержит корпус, контур первичного теплоносителя, расположенный, по меньшей мере частично, внутри корпуса реактора, и первичный теплообменник, находящийся в тепловом сообщении с контуром первичного теплоносителя.

46. Система по п.45, в которой первичный теплообменник представляет собой натрий-солевой теплообменник.

47. Система по п.45, в которой первичный теплообменник передает тепловую энергию от активной зоны к рабочей текучей среде системы аккумулирования тепловой энергии.

48. Система, содержащая ядерный реактор, расположенный внутри границы ядерного объекта, при этом ядерный реактор имеет корпус;

теплообменник, расположенный внутри корпуса реактора, причем теплообменник выполнен с возможностью обеспечения теплового сообщения первичного теплоносителя внутри корпуса реактора с соевым теплоносителем в контуре теплоносителя; и

систему аккумулирования тепловой энергии, расположенную за границей ядерного объекта и выполненную с возможностью получения тепловой энергии от солевого теплоносителя в контуре теплоносителя.

49. Система по п.48, дополнительно содержащая систему выработки электроэнергии, находящуюся в тепловом сообщении с системой аккумулирования тепловой энергии, при этом система выработки электроэнергии расположена за границей ядерного объекта.

50. Система по п.49, в которой ядерный реактор имеет первую паспортную мощность, а система выработки электроэнергии имеет вторую паспортную мощность, при этом вторая паспортная мощность больше первой паспортной мощности.

51. Система, содержащая: ядерный реактор, имеющий выходную тепловую мощность, и систему выработки электроэнергии, имеющую тепловую подводимую мощность и находящуюся в тепловом сообщении с ядерным реактором, при этом подводимая тепловая мощность больше, чем выходная тепловая мощность.

52. Система по п.51, дополнительно содержащая теплоаккумулирующую систему, расположенную между ядерным реактором и системой выработки электроэнергии, при этом теплоаккумулирующая система получает тепловую мощность от ядерного реактора и подает тепловую мощность в систему выработки электроэнергии.

53. Система по п.52, в которой размер теплоаккумулирующей системы рассчитан на поставку большего количества тепловой мощности, чем может обеспечить ядерный реактор.

54. Система по п.51, дополнительно содержащая границу ядерного объекта, причем ядерный реактор расположен внутри границы объекта.

55. Система по п.54, в которой система выработки электроэнергии расположена за пределами границы ядерного объекта.

56. Система по любому из предшествующих пунктов, содержащая первичный теплообменник, который представляет собой натрий-солевой теплообменник.

57. Система по п.56, в которой первичный теплообменник расположен внутри корпуса ядерного реактора.

58. Система по п.57, в которой первичный теплообменник находится в тепловом сообщении с теплоаккумулирующей системой.

59. Система по п.52, дополнительно содержащая второй ядерный реактор, находящийся в тепловом сообщении с теплоаккумулирующей системой.

60. Система по п.59, в которой второй ядерный реактор имеет конструкцию, отличную от конструк-

ции указанного ядерного реактора.

61. Система по п.52, дополнительно содержащая солнечную тепловую электростанцию, находящуюся в тепловом сообщении с теплоаккумулирующей системой.

62. Система по п.52, дополнительно содержащая ветряную тепловую электростанцию, находящуюся в тепловом сообщении с теплоаккумулирующей системой.

63. Система по любому из предшествующих пунктов, в которой ядерный реактор отделен от теплоаккумулирующей системы и системы выработки электроэнергии.

64. Система по любому из предшествующих пунктов, дополнительно содержащая генератор водорода, который получает тепловую энергию для выработки водорода.

65. Система по п.64, в которой генератор водорода содержит электролизер.

66. Система по п.65, в которой генератор водорода вырабатывает водород в процессе высокотемпературного электролиза.

67. Система по п.64, в которой генератор водорода вырабатывает водород посредством процесса паровой конверсии на природном газе.

ФОРМУЛА ИЗОБРЕТЕНИЯ

1. Интегрированная энергетическая система, содержащая ядерный реактор, содержащий корпус и натрий-солевой пластинчатый теплообменник, расположенный в корпусе реактора, причем ядерный реактор расположен на ядерном объекте, границу ядерного объекта, окружающую ядерный реактор, причем граница ядерного объекта ограничена одним или несколькими барьерами, препятствующими доступу к ядерному объекту, систему аккумулирования тепловой энергии, расположенную снаружи границы ядерного объекта и находящуюся в тепловом сообщении с ядерным реактором, и генератор мощности, находящийся в тепловом сообщении с системой аккумулирования тепловой энергии, причем генератор мощности расположен снаружи границы ядерного объекта.

2. Система по п.1, в которой система аккумулирования тепловой энергии находится в тепловом сообщении с ядерным реактором посредством системы переноса энергии.

3. Система по п.2, в которой система переноса энергии содержит контур текучей среды, который образует замкнутый контур между ядерным реактором и системой аккумулирования тепловой энергии.

4. Система по п.3, в которой контур текучей среды в системе переноса энергии находится в тепловом сообщении с ядерным реактором посредством первого теплообменника и в тепловом сообщении с системой аккумулирования тепловой энергии посредством второго теплообменника.

5. Система по п.4, в которой контур текучей среды содержит соль в качестве рабочей текучей среды.

6. Система по п.1, отличающаяся тем, что граница ядерного объекта представляет собой ограждение.

7. Система по п.1, в которой система аккумулирования тепловой энергии соединена с системой преобразования энергии, подводимая паспортная мощность которой превышает выходную тепловую мощность ядерного реактора.

8. Система по п.1, в которой генератор мощности находится в тепловом контакте с системой аккумулирования тепловой энергии посредством системы доставки энергии, использующей расплав соли в качестве рабочей текучей среды.

9. Система по п.1, в которой ядерный реактор представляет собой первый ядерный реактор, причем система дополнительно содержит второй ядерный реактор, находящийся в тепловом сообщении с системой аккумулирования тепловой энергии.

10. Система по п.9, в которой второй ядерный реактор расположен на втором ядерном объекте внутри границы второго ядерного объекта, а система аккумулирования тепловой энергии и генератор мощности расположены снаружи границы второго ядерного объекта.

11. Система по п.1, дополнительно содержащая солнечную энергетическую систему, находящуюся в тепловом сообщении с системой аккумулирования тепловой энергии.

12. Система по п.1, дополнительно содержащая зону аварийного планирования, расположенную вокруг ядерного реактора, причем система аккумулирования тепловой энергии и генератор мощности расположены снаружи зоны аварийного планирования.

13. Интегрированная энергетическая система, содержащая ядерный реактор, расположенный внутри ядерного объекта, ограниченного границей ядерного объекта, при этом ядерный реактор имеет корпус,

теплообменник, расположенный внутри корпуса реактора, причем теплообменник выполнен с обеспечением возможности теплового сообщения первичного натриевого теплоносителя внутри корпуса реактора с соевым теплоносителем в контуре теплоносителя, и

систему аккумулирования тепловой энергии, расположенную снаружи границы ядерного объекта и выполненную с возможностью получения тепловой энергии от солевого теплоносителя в контуре теплоносителя.

14. Система по п.13, дополнительно содержащая систему выработки электроэнергии, находящуюся

в тепловом сообщении с системой аккумулирования тепловой энергии, при этом система выработки электроэнергии расположена снаружи границы ядерного объекта.

15. Интегрированная энергетическая система, содержащая ядерный реактор, имеющий корпус и первичный натрий-солевой пластинчатый теплообменник, расположенный в корпусе реактора, причем ядерный реактор имеет номинальную выходную тепловую мощность,

систему аккумулирования тепловой энергии, находящуюся в тепловом сообщении с первичным натрий-солевым пластинчатым теплообменником, и

систему выработки электроэнергии, имеющую тепловую подводимую мощность и находящуюся в тепловом сообщении с системой аккумулирования тепловой энергии,

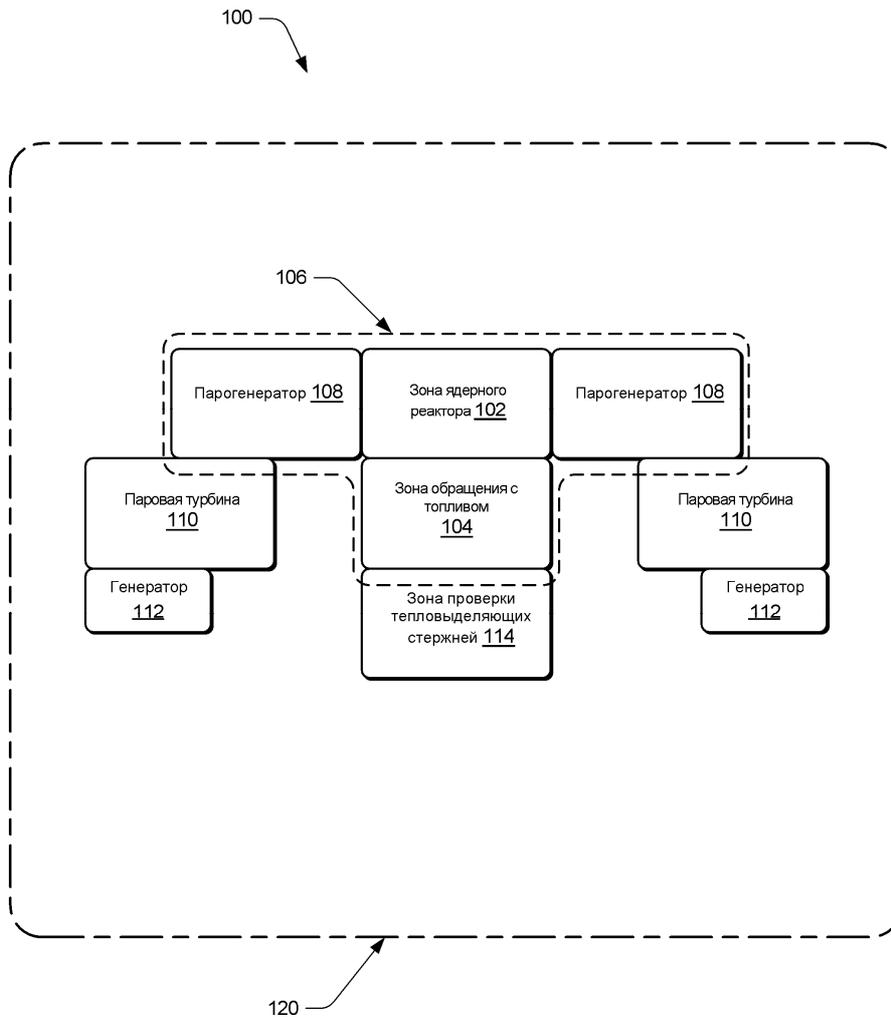
при этом указанная подводимая тепловая мощность больше, чем указанная выходная тепловая мощность.

16. Система по п.15, в которой система аккумулирования тепловой энергии расположена между ядерным реактором и системой выработки электроэнергии, при этом система аккумулирования тепловой энергии получает первую тепловую мощность от ядерного реактора и подает вторую тепловую мощность в систему выработки электроэнергии.

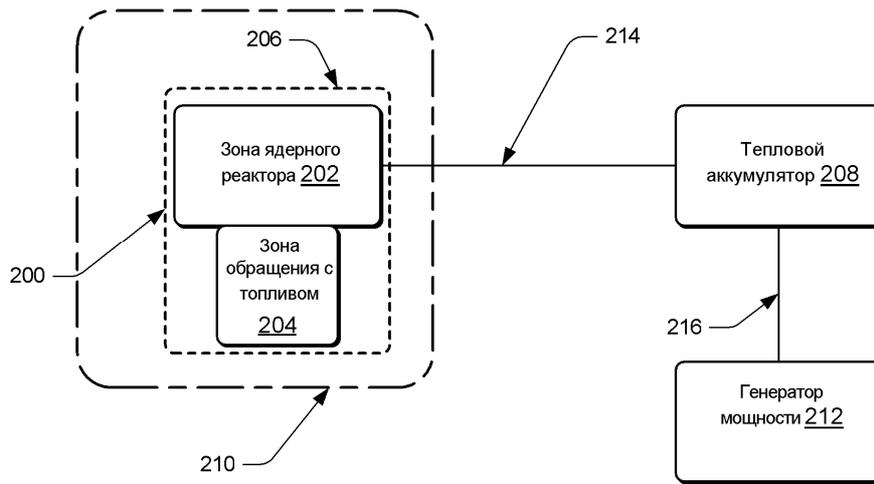
17. Система по п.16, в которой вторая тепловая мощность больше, чем первая тепловая мощность.

18. Система по п.15, дополнительно содержащая границу ядерного объекта, причем ядерный реактор расположен внутри границы ядерного объекта.

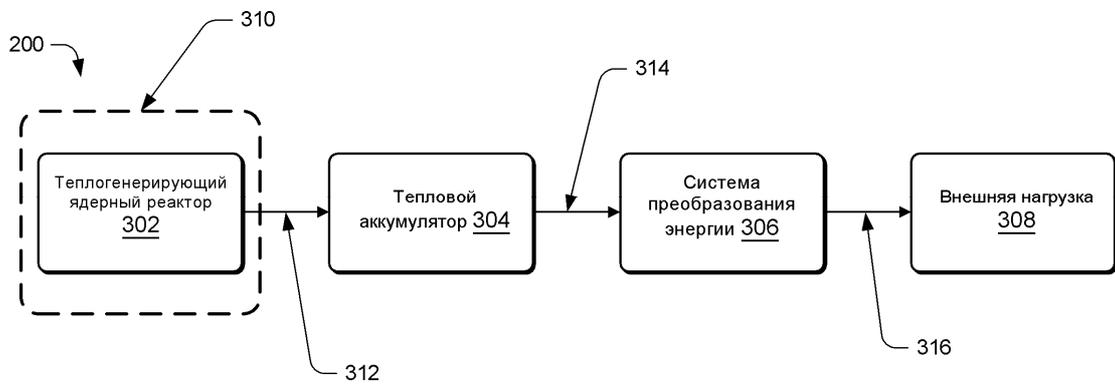
19. Система по п.18, в которой система выработки электроэнергии расположена снаружи границы ядерного объекта.



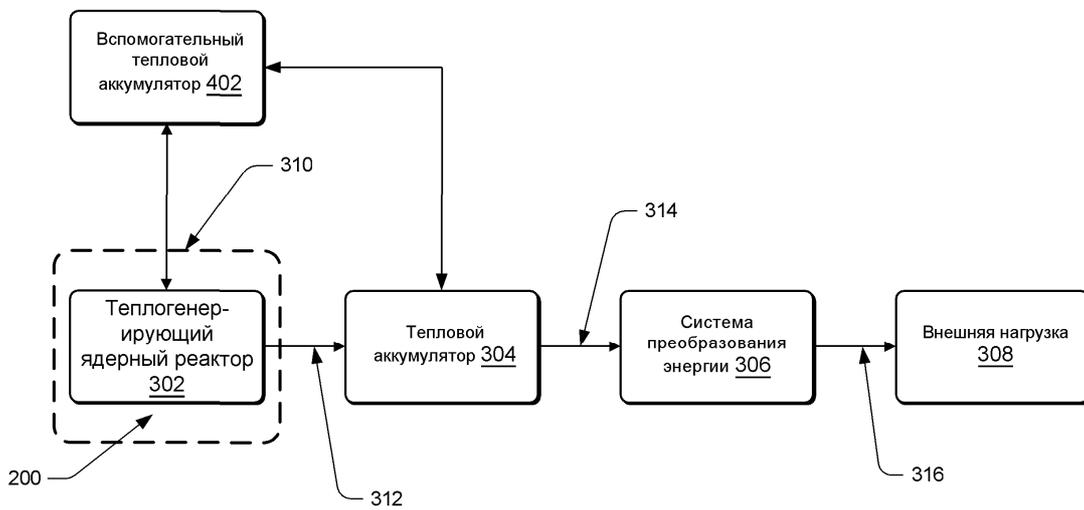
Фиг. 1



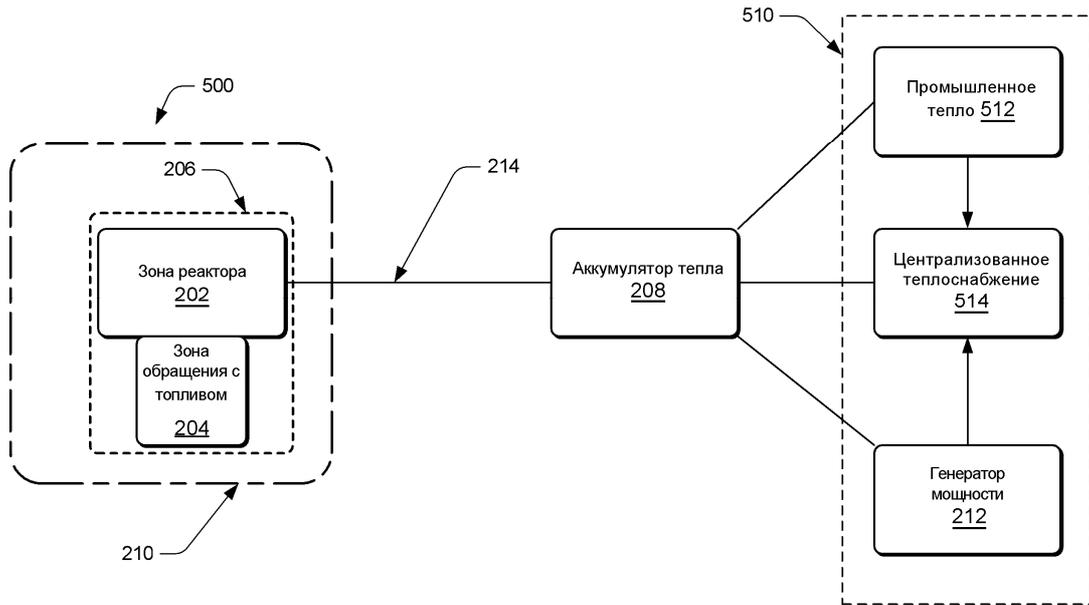
Фиг. 2



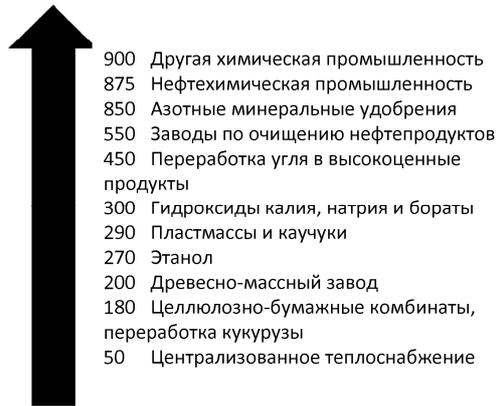
Фиг. 3



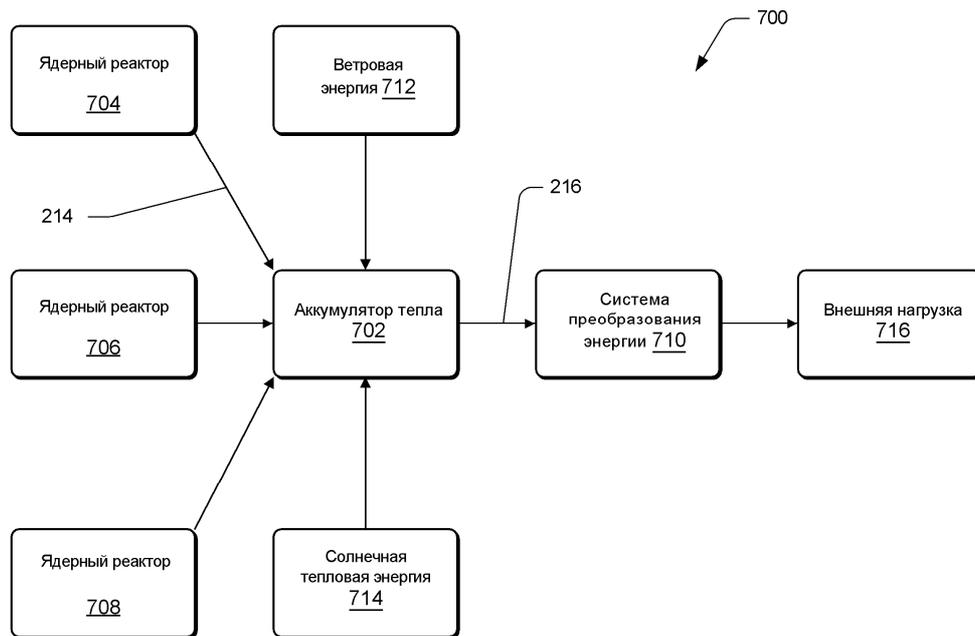
Фиг. 4



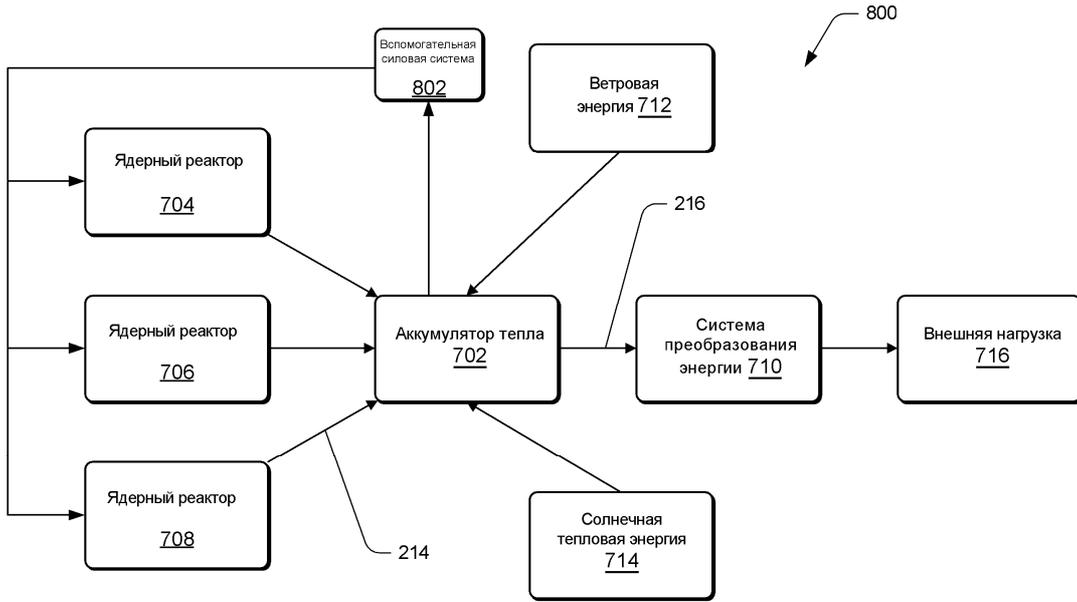
Фиг. 5



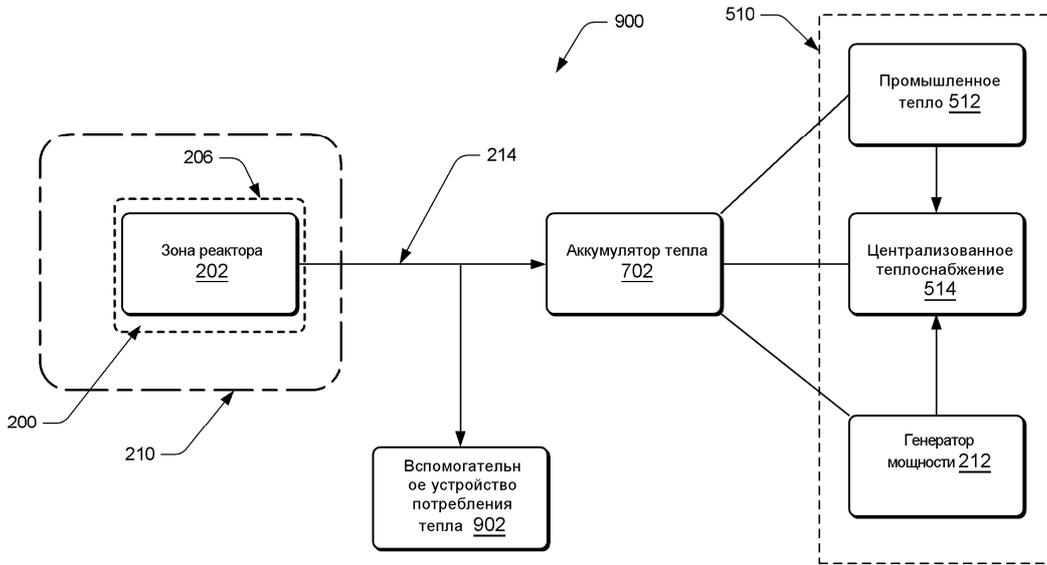
Фиг. 6



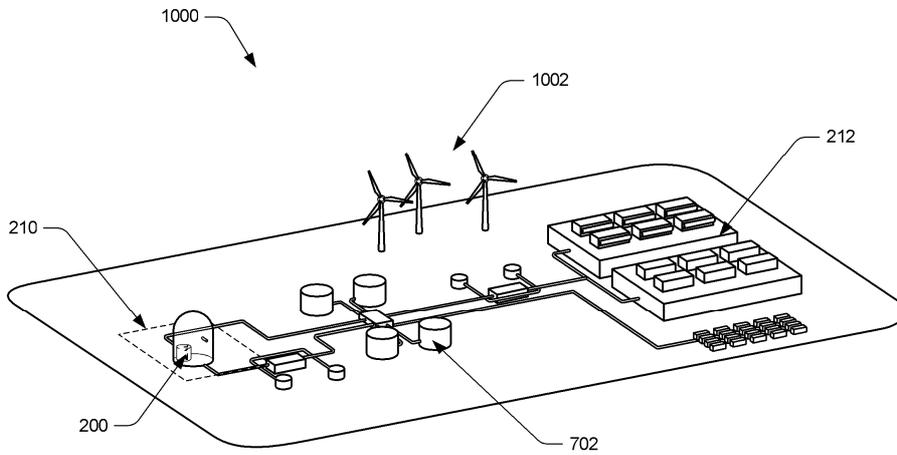
Фиг. 7



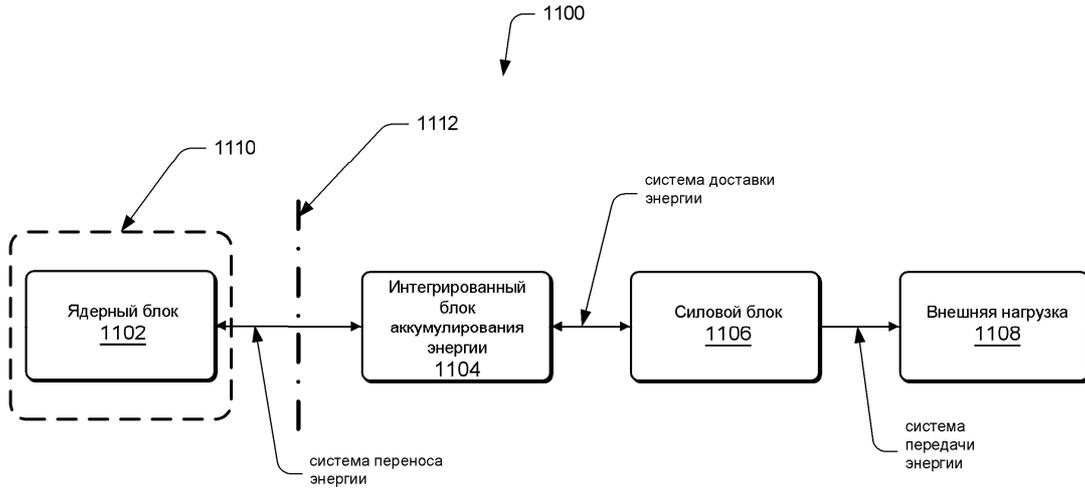
Фиг. 8



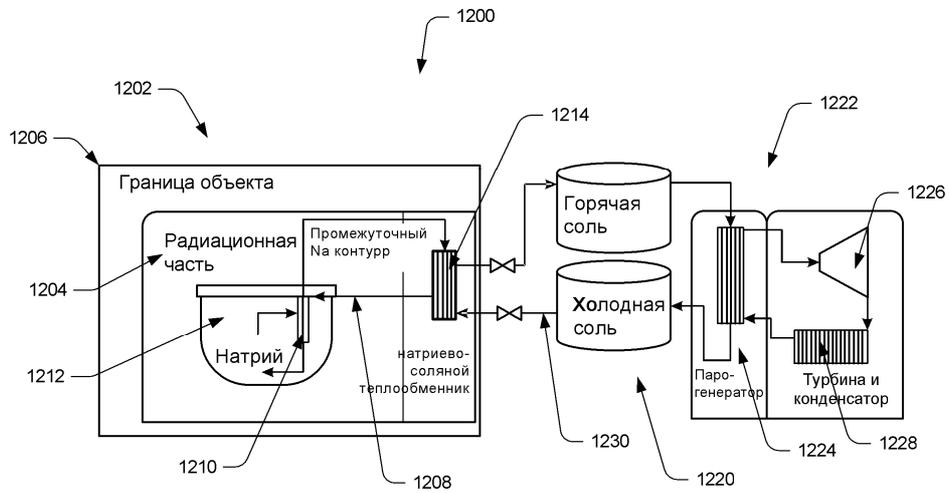
Фиг. 9



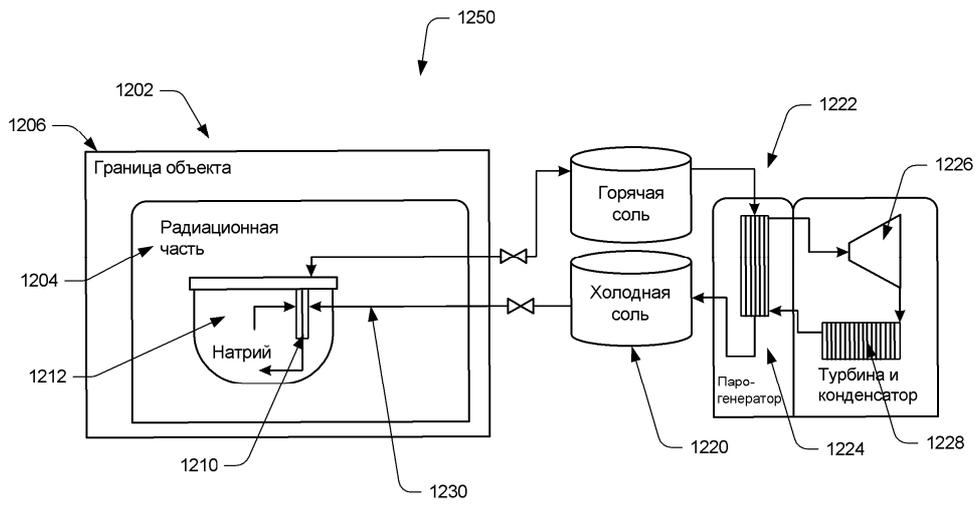
Фиг. 10



Фиг. 11

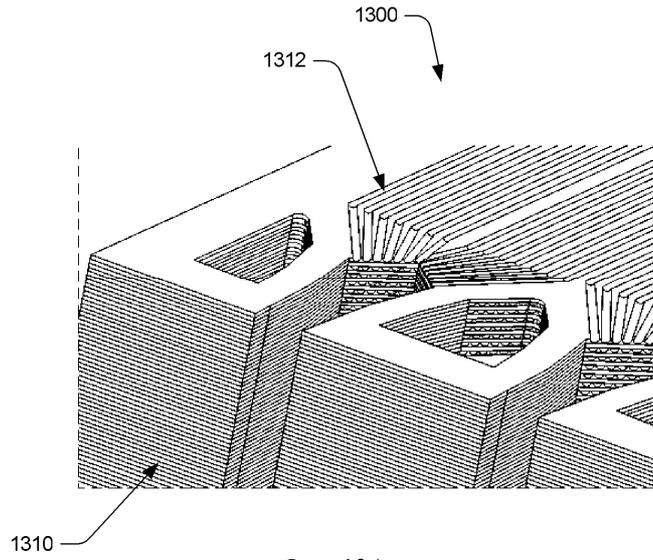


Фиг. 12А

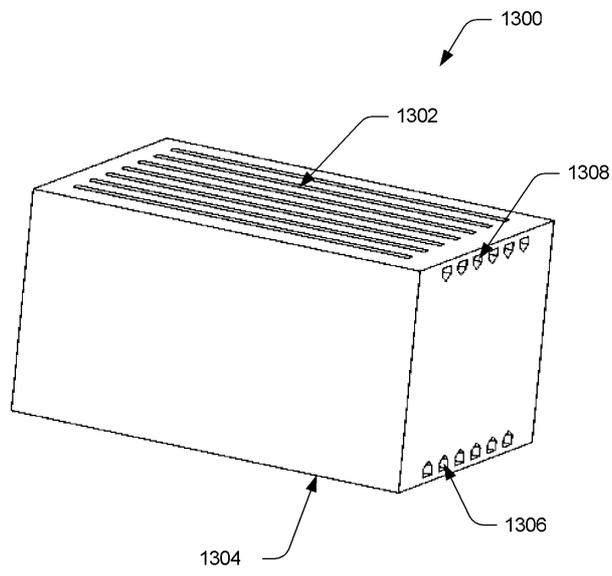


Фиг. 12В

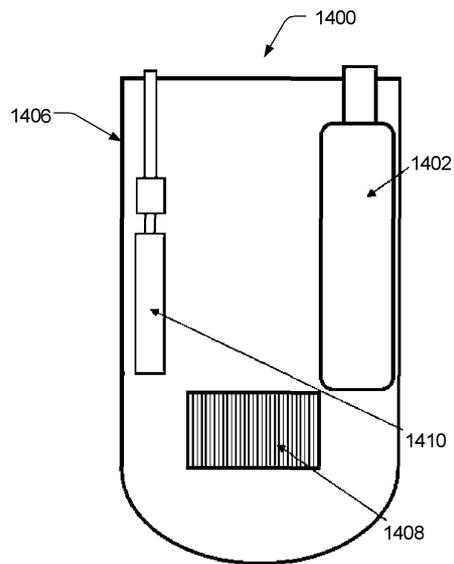
046510



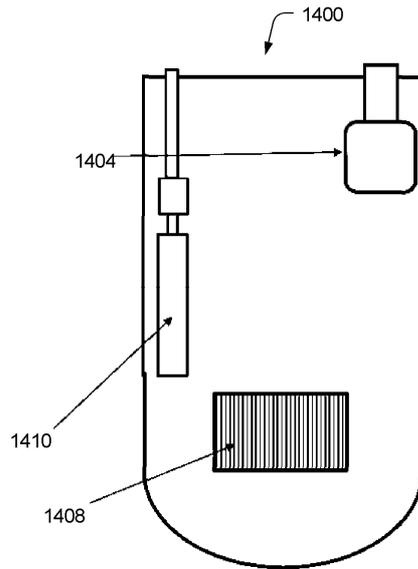
Фиг. 13А



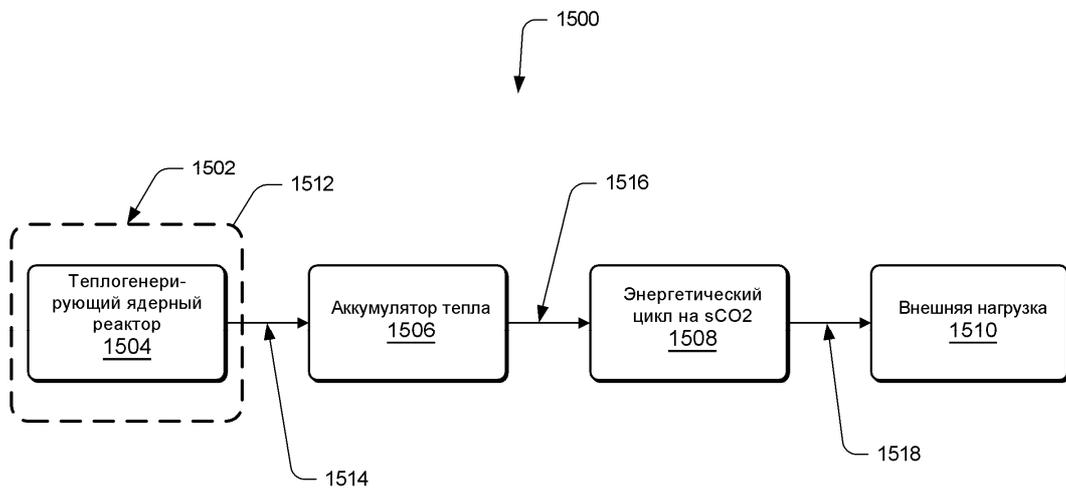
Фиг. 13В



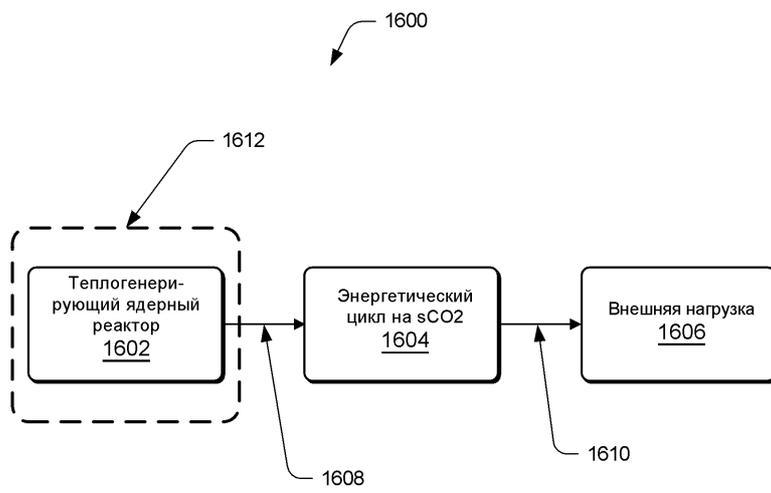
Фиг. 14А



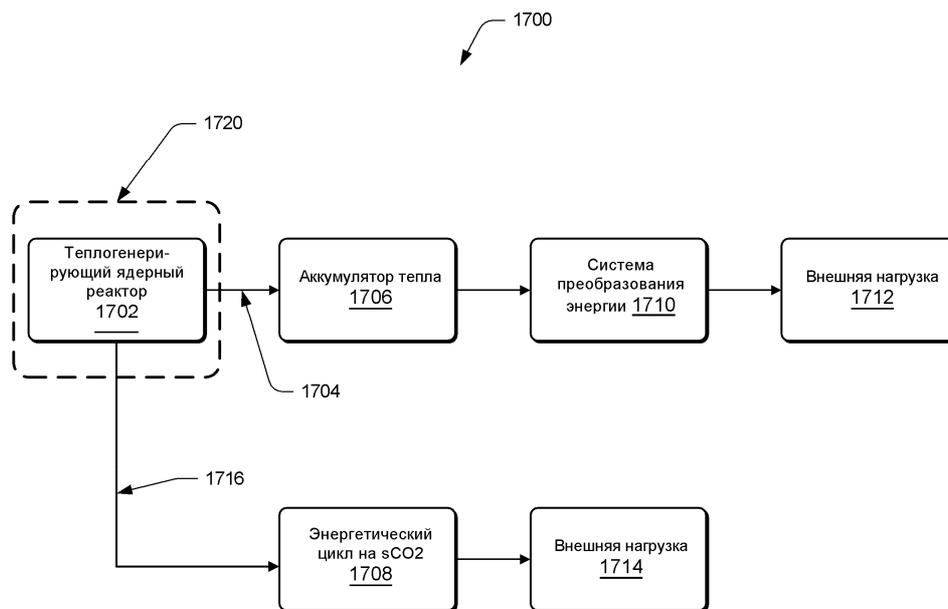
Фиг. 14В



Фиг. 15



Фиг. 16



Фиг. 17

