



## ВОДЯНОЙ РЕАКТОР НИЗКОГО ДАВЛЕНИЯ И СПОСОБ УПРАВЛЕНИЯ ВОДЯНЫМ РЕАКТОРОМ НИЗКОГО ДАВЛЕНИЯ

### ОБЛАСТЬ ТЕХНИКИ

5

Настоящее изобретение в целом относится к области ядерных реакторов. В частности, настоящее изобретение относится к водяному реактору низкого давления (ВРНД) (low pressure water reactor, LPWR) и способу управления ВРНД.

### 10 УРОВЕНЬ ТЕХНИКИ

С момента появления электричества как источника энергии человечество выиграло от значительного роста качества жизни. Установлено, что доступ к электроэнергии, наряду с продовольствием и водой, часто признается в качестве  
15 основной потребности, которая напрямую коррелирует с экономическим ростом. Прогнозируется, что мировой спрос на энергию ежегодно будет вырастать на 2,5% с 2011 по 2035 годы [1]. Ископаемые виды топлива, составляющие около 87% мирового энергетического баланса, как ожидается, истощатся в ближайшие 80 лет, но если весь мир достигнет уровня жизни США, то такой образ жизни можно  
20 будет поддерживать только до 2035 года [2].

Наиболее распространенным методом производства электроэнергии сегодня является преобразование энергии, запасенной в ископаемом топливе, в электрическую энергию. Однако преобразование ископаемого топлива в  
25 пригодное для использования электричество может быть спорным из-за таких факторов, как ограниченная доступность природных ресурсов, вредные выбросы и проблемы национальной безопасности из-за зависимости от иностранных государств в отношении ресурсов ископаемого топлива. С другой стороны, производство электроэнергии из возобновляемых ресурсов сталкивается с  
30 проблемами в виде экономии за счет масштаба, технологической зрелости и надежности/доступности ресурсов в обеспечении жизнеспособной альтернативы производству ископаемого топлива, не говоря уже о политических противоречиях, связанных со строительством крупных плотин в случае гидроэлектростанций. Кроме того, крупные озера или реки, которые способны обеспечить энергию,  
35 необходимую для гидроэлектростанций, не являются широко доступными.

Энергия ветра стала сильным соперником в энергетическом балансе, с потенциалом вытеснения многих электростанций базовой нагрузки, если измерять ее в единицах вырабатываемой энергии (кВтч) в год: однако непостоянство естественных сил ветра делает эту технологию ненадежной для обеспечения крупномасштабной электроэнергетики (кВт) по требованию, если она не сочетается с решениями для накопления энергии, такими как аккумуляторные батареи или перекачиваемые гидросистемы, которые могут быть недоступными по цене. Альтернативой является использование атомных электростанций для производства электроэнергии, но это сталкивается с политическими и экологическими проблемами, аналогичными проектам возобновляемых источников энергии, а также вызывает беспокойство по поводу аварий и утилизации отходов. Однако атомные электростанции обладают хорошо известным преимуществом легкого доступа к топливу благодаря наличию делящихся топливных материалов с высокой плотностью энергии, обеспечивающих надежную и непрерывную работу. Как и возобновляемые источники энергии, атомные электростанции также имеют преимущество в том, что они не возвращают в биосферу выбросы парниковых газов или токсичные промышленные отходы.

Атомная электростанция производит тепло за счет высвобождения энергии из делящегося материала, такого как уран или плутоний, за счет ядерного деления в управляемой цепной реакции. Это тепло обычно передается теплоносителю реактора, который либо становится рабочей текучей средой, либо передает тепло вторичной рабочей текучей среде. Рабочая текучая среда приводит в движение лопадки турбогенератора, вырабатывающего электрическую энергию.

Атомные электростанции основаны на сложных современных технологиях, которые приводят к проблемам безопасности, поскольку из-за неисправностей оборудования могут возникать аварии, которые приводят к воздействию ионизирующего излучения на население, что может привести к смертельным случаям или крупномасштабному загрязнению почвы. Действительно, ядерная энергетика является единственной технологией производства электроэнергии, которая создает риск нанесения серьезного экологического ущерба на больших площадях и даже за пределами международных границ. Проблемы безопасности,

связанные с этими рисками, и сложность ядерных технологий могут повлиять на общественное мнение, которое негативно влияет на принятие решений в современных демократиях.

5 Проектировщики реакторов и регулирующие органы постулировали ряд  
событий, которые могут привести к авариям на атомных электростанциях. В  
частности, для реакторов с водяным охлаждением потенциальные последствия  
случайной потери теплоносителя из ядерного реактора, известной как LOCA (Loss  
Of Coolant Accident), могут привести к расплавлению активной зоны и выбросу  
10 радиоактивных материалов [3][4]. Зависимость большей части технологий  
ядерной энергетики от наличия электроэнергии для приведения в действие  
электрических насосов и органов управления также вызывает озабоченность, о  
чем свидетельствует авария на АЭС «Фукусима» в Японии в 2011 году, когда  
затопление реакторной площадки вывело из строя все источники электроэнергии,  
15 что привело к расплавлению активной зоны в трех реакторах. Еще одним  
потенциальным недостатком является зависимость от  
высококвалифицированного персонала для эксплуатации систем безопасности  
электростанции, что приводит к уязвимости перед человеческими ошибками, как  
это произошло во время аварии 1979 года на электростанции Three Mile Island в  
20 США.

Для решения проблем безопасности, рассмотренных выше,  
проектировщики реакторов предложили усовершенствованные концепции  
конструкции реактора, которые обеспечивают более высокий уровень  
25 безопасности и надежности с удалением персонала. Эти новые конструкции  
характеризуются достижениями в области безопасности и надежности,  
направленными на восстановление общественного доверия к ядерной энергии  
при обеспечении защиты инвестиций для владельцев атомных электростанций за  
счет обеспечения конкурентоспособных затрат на протяжении всего жизненного  
30 цикла и снижения финансовых рисков. Новые реакторные технологии можно  
разделить на две широкие категории, предложенные Кессидесом (Kessides) [5]:  
«эволюционные конструкции», известные как реакторы поколения 3 и 3+; и  
«революционные конструкции», называемые реакторами поколения 4.

Проекты поколения 3/3+ основаны на эволюционных усовершенствованиях существующих реакторов поколения 2, уделяющих особое внимание сохранению проверенных конструктивных особенностей для минимизации инженерных рисков и постепенному внесению изменений до следующей итерации [6]. Утверждается, что эти конструкции имеют ряд преимуществ по сравнению с предыдущими конструкциями поколения 2, среди которых:

5

10

15

20

25

30

35

- Управление финансами/проектами: ускоренное лицензирование, сокращение сроков строительства, снижение капитальных затрат и снижение уязвимости к эксплуатационным сбоям.

- Более высокая доступность для коммунальных служб за счет меньшего количества остановок и более длительного срока службы, обычно составляющего 60 лет и более.

- Более высокая топливная эффективность, которая достигается за счет повышенного выгорания делящихся изотопов, более широкого использования сгораемых поглотителей и большего теплового КПД.

- Пониженная вероятность расплавления активной зоны: обычно заявляется снижение частоты повреждения активной зоны (core damage frequency, CDF) на порядок по сравнению с существующими электростанциями поколения 2.

- Повышенная устойчивость к повреждениям конструкций от ударов летательных аппаратов или землетрясений.

Тем не менее, реакторы поколения 3/3+, которые были построены в течение последних двух десятилетий, столкнулись с рядом проблем, в первую очередь связанных со значительным ростом прогнозируемых капитальных затрат и длительных задержек реализации проекта. Два проекта Европейских реакторов под давлением (European Pressurized Reactor, EPR), которые в настоящее время строятся (в Олкилуото в Финляндии и Фламанвиле во Франции), сталкиваются с перерасходом средств, и ожидаемые сроки завершения проекта были отодвинуты на много лет. Строительство блоков реактора EPR в Китае также значительно

задерживается. В [7] содержится обзор затрат на строительство атомных электростанций во всем мире до 2014 года, из которого следует вывод о том, что значительная эскалация затрат и графиков имела место практически во всех проектах, причем выявленными причинами явились: 1) необходимость развертывания избыточных ресурсов для ускорения графиков строительства; 2) использование принципиально неэкономичных проектов; 3) возросшие нормативные требования к повышению безопасности; 4) возрастающая сложность последовательных поколений проектов электростанций, препятствующих изучению опыта; 5) отсутствие стандартизированных проектов. Аналогичные тенденции стоимости были отмечены в исследованиях в [8][9][10][11], особенно в западных демократических странах.

В основном в результате высоких капитальных затрат и связанных с ними неопределенностей в отношении расходов, цена на электроэнергию, вырабатываемую атомными электростанциями в западных странах, выше текущих оптовых цен на электроэнергию и является высокой по сравнению с ценами на электроэнергию от газовых электростанций и возобновляемых источников, таких как ветер и солнечная фотоэлектрическая энергия, которые, как правило, подвержены меньшим неопределенностям в отношении затрат.

Для преодоления экономических недостатков, связанных с текущим поколением крупных реакторов (которые обычно имеют мощность в диапазоне  $\approx 600-1600$  МВт(эл)), было предложено несколько меньших конструкций реакторов с мощностью ниже  $\approx 300$  МВт(эл). Многие из этих конструкций оснащены модульным оборудованием заводского изготовления, которое, как утверждается, обеспечивает большую стандартизацию компонентов и процессов по сравнению с более крупными традиционными реакторами и, следовательно, большую определенность затрат. Меньший размер также предлагает потенциальные преимущества с точки зрения общей простоты, скорости строительства и снижения финансового риска.

Малые модульные реакторы имеют ряд конструктивных особенностей, которые потенциально привлекательны:

- Масштабируемость: Многие коммунальные предприятия неохотно берут на себя крупные финансовые обязательства с высокими факторами риска из-за того, что крупным атомным электростанциям, как правило, требуется период в 5-10 лет, прежде чем начнет поступать доход от продажи электроэнергии.

5 Масштабируемость небольших модульных электростанций потенциально позволяет коммунальным предприятиям начать производить электроэнергию и получать доход, как только будет запущен первый модуль. Эти доходы могут позволить коммунальным предприятиям начать инвестиции в новый модуль и другие расширения электростанции.

10

- Модуляризация: В отличие от крупных атомных электростанций, которые исторически строились на месте эксплуатации, модульная конструкция позволяет строить отдельные компоненты АЭС на заводах и транспортировать их на площадку. Строительство в контролируемой среде должно улучшить качество сборки, а также обеспечить более точное производство и расширенный контроль качества. Еще одним преимуществом модульного строительства является то, что различные компоненты могут строиться одновременно по всему миру и могут быть доставлены на указанную площадку в запланированное время. Развитие модульного строительства в других областях техники позволило значительно

15

20 сократить время строительства без ущерба для качества.

- Простота: Меньшие и более простые конструкции могут иметь меньшее количество компонентов, что приводит к снижению частоты аварий, которые могут привести к повреждению реактора [12]. Другим важным

25

30 преимуществом простой конструкции является снижение капитальных затрат, связанных с проектированием и строительством сложных систем безопасности.

- Варианты размещения: Малые модульные реакторы могут быть пригодны для развертывания на большем количестве площадок, чем более

30

крупные реакторы. Таким образом, они могут быть пригодны для установки на изолированных внесетевых объектах, таких как опреснительные установки или нефтяные вышки, или в отдаленных городах, удаленных от национальной энергосистемы.

Эти факторы указывают на то, что для коммерческого производства электроэнергии необходимо разработать реакторы меньшего размера с мощностью менее  $\approx 300$  МВт(эл). Однако в обзоре экономики конструкций малых реакторов в [13] отмечается, что в настоящее время доступно мало информации о затратах из открытых источников, на которую можно положиться для реалистичной оценки затрат по сравнению с более крупными реакторами. В случае технологий реакторов с водяным охлаждением конструкции малых реакторов также часто бывают сложными и включают в себя многие функции безопасности, требующиеся в крупных реакторах, но в уменьшенном масштабе. Поскольку ни один из проектов малых модульных реакторов еще не был лицензирован для строительства в западной стране, нет уверенности в том, что проблема увеличения сложности проектирования, обусловленная нормативными требованиями, не приведет к росту затрат, такому же, с которым сталкиваются нынешние проекты более крупных электростанций.

Поэтому современные ядерные реакторы, используемые для коммерческого производства электроэнергии, в основном представляют собой реакторы с водяным охлаждением и мощностью  $\sim 1000$  МВт(эл), которые работают при высоких давлениях. Постулируемые аварии на таких электростанциях, например, из-за утечки первичного теплоносителя или отказа систем охлаждения активной зоны, могут привести к расплавлению активной зоны с потенциально катастрофическими последствиями для окружающей среды. Для решения проблем безопасности были разработаны усовершенствованные конструкции реакторов, которые снижают риск расплавления активной зоны и повышают устойчивость к таким опасностям, как землетрясения и удары летательных аппаратов. Однако повышенная сложность этих проектов привела к увеличению затрат на строительство и задержкам в графике текущих проектов, что сдерживало дальнейшие инвестиции в западных странах. Поэтому для повышения ценовой доступности ядерной энергетики было предложено несколько конструкций реакторов меньшего размера, но они часто представляют собой уменьшенные версии существующих более крупных реакторов. Неясно, приведет ли проблема увеличения сложности проектирования из-за требований безопасности к столь же высоким и неопределенным инвестиционным затратам.

Поэтому необходимы новые подземные реакторы с водяным охлаждением низкого давления, требующие лишь минимального количества простых функций безопасности.

## 5 СУЩНОСТЬ ИЗОБРЕТЕНИЯ

Таким образом, задачей настоящего изобретения является создание безопасного по своей природе реактора с естественной циркуляцией, который, хотя и достигает значительной выходной мощности около 300 МВт(эл), сохраняет простую конструкцию с минимальной зависимостью от сложных функций безопасности. Целью проекта является снижение затрат на строительство и техническое обслуживание при одновременном значительном снижении экологического риска из-за аварий реактора.

15 Данная задача решена с помощью ВРНД с характеристиками по пункту 1 формулы изобретения и с помощью способа с признаками по пункту 9 формулы изобретения.

С этой целью в настоящем изобретении согласно первому аспекту 20 предложен ВРНД, содержащий: корпус реактора, имеющий тело, содержащее внутреннюю полость, содержащую первичный теплоноситель (или замедлитель), такой как вода, подъемный трубопровод и активную зону реактора, расположенную ниже подъемного трубопровода, наружное кольцевое пространство, окружающее корпус реактора, а также подъемный трубопровод, 25 который образует опускной участок с заданной площадью сечения потока, выполненный с возможностью создания расхода более 10000 кг/с, при этом активная зона реактора расположена ниже уровня земли на глубине по меньшей мере 55 метров с давлением в диапазоне от 6 до 15 бар атмосферного давления; паровой барабан, соединенный с подъемным трубопроводом через верхний конец 30 подъемного трубопровода, причем паровой барабан расположен на уровне земли с давлением в диапазоне от 1 до 10 бар с температурой пара парового барабана на выходе от 100°C до 170°C; резервуар для хранения воды, соединенный с корпусом реактора и выполненный с возможностью хранения борированной воды (т.е. воды, которая имеет концентрацию бора, разбавленного ею); пассивную 35 систему впрыска (т.е. систему безопасности, которая впрыскивает в активную зону

охлаждающую воду, приводимую в действие естественными физическими силами, такими как потоки, управляемые плотностью (самотеком), клапанами, управляемыми давлением, и энергией, хранящейся в пружинах, которые приводят в действие возможный стержневой механизм управления/модуль привода), для  
5 впрыска борированной воды из резервуара для хранения воды в корпус реактора; и одну или более паровых турбин низкого давления, выполненных с возможностью выработки энергии при давлении 1-10 бар атмосферного давления.

10 Корпус реактора выполнен с возможностью нагрева воды до определенной температуры без достижения точки термодинамического насыщения, а подъемный трубопровод выполнен с возможностью преобразования нагретой воды в пар, который далее подается на паровую турбину (турбины) низкого  
15 давления через паровой барабан, посредством чего преобразование создает разность в плотности первичного теплоносителя, инициирующую естественную циркуляцию первичного теплоносителя, обусловленную плотностью, в подъемном трубопроводе, опускном участке, паровом барабане и активной зоне реактора.

Упрощенный и пассивный характер ВРНД означает, что многие компоненты  
20 и функции безопасности, которые значительно увеличивают капитальные затраты и затраты на техническое обслуживание для обычных реакторов высокого давления, исключены, что потенциально позволяет снизить стоимость вырабатываемой электроэнергии, чем это может быть достигнуто с обычными реакторами высокого давления.

25 В частности, пар образуется посредством вскипания в подъемном трубопроводе (т.е. посредством снижения давления из-за изменений высоты и падений давления трения по мере того, как охлаждающая жидкость проходит вверх по подъемному трубопроводу). То есть, как известно в данной области  
30 техники, вскипание представляет собой образование пара, когда жидкость под высоким давлением поступает в область более низкого давления, или когда точка насыщения воды на участке трубопровода падает из-за снижения давления на этом участке трубопровода.

Что касается расхода выше 10000 кг/с, следует отметить, что в наружном кольцевом пространстве могут быть другие особенности, которые могут влиять на массовый расход, такие как, например, сопротивление на входе, конфигурация активной зоны (например, количество тепловыделяющих сборок),

5 дистанционирующие решетки и т.п., которые являются элементами, внутренними по отношению к кольцевому пространству, но могут быть внешними по отношению к кольцевому пространству, такими как блок управления активной зоной или отверстия для обслуживания и контрольно-измерительных приборов, которые не должны влиять на массовый расход.

10

В некоторых вариантах осуществления подъемный трубопровод представляет собой просто пустую трубу; однако в некоторых других случаях может быть необходимо добавить рельсы, трубопроводы или конструкции и связанные с ними кабели для опускания стержневого механизма управления в активную зону.

15

В некоторых вариантах осуществления активная зона реактора расположена ниже уровня земли на глубине 100 метров или более.

20

В некоторых вариантах осуществления корпус реактора дополнительно содержит модуль привода регулирующих стержней, расположенный над активной зоной реактора.

25

В конкретном варианте осуществления активная зона реактора основана на «готовой» тепловыделяющей сборке для реактора EPR. В качестве альтернативы, в других вариантах осуществления ВРНД основан на других традиционных тепловыделяющих сборках для реактора с водой под давлением. Хотя реактор EPR выбран потому, что он является современным и, как ожидается, будет легко доступен, настоящее изобретение не обязательно ограничено им.

30

В некоторых вариантах осуществления активная зона реактора содержит от 120 до 180 тепловыделяющихборок типа EPR.

В некоторых вариантах осуществления паровой барабан содержит одну или более сушилок, верхний люк и разбрызгивающую пластину и расположен в водонепроницаемом помещении.

5 В некоторых вариантах осуществления опускной участок содержит бетонную шахту, облицованную сталью.

В некоторых вариантах осуществления резервуар для хранения воды может быть соединен с корпусом реактора с помощью клапанов с пассивным  
10 управлением, а также клапанов с ручным управлением.

Водяной реактор низкого давления может быть выполнен с возможностью останова либо посредством стоп-стержней, либо посредством резервуара для хранения борированной воды.

15 В некоторых вариантах осуществления борированная вода содержит бор, концентрация которого составляет по меньшей мере 1000 частей на миллион при высоте уровня борированной воды выше 20 м. Более конкретно, в некоторых вариантах осуществления предполагается, что концентрация бора в  
20 борированной воде составляет 1500 частей на миллион (ppm). В некоторых других вариантах осуществления возможно наличие борированной воды с концентрацией бора до 3000 частей на миллион.

Согласно некоторым вариантам осуществления температура на входе в  
25 активную зону составляет около 100°C и 150°C, температура на выходе из активной зоны составляет около 140°C и 170°C, а сопротивление на входе в активную зону выполнено с возможностью гашения статической неустойчивости. Еще в некоторых вариантах осуществления температура пара на выходе из  
30 парового барабана составляет около 100°C и 170°C при диаметре парового барабана более 10 м и высоте парового барабана больше 3 м.

Согласно второму аспекту настоящее изобретение также относится к способу управления ВРНД, в частности ВРНД согласно первому аспекту настоящего изобретения, причем способ включает нагрев воды корпусом  
35 реактора до определенной температуры без достижения точки насыщения и

преобразование подъемным трубопроводом нагретой воды в пар, при этом последняя далее подается на паровую турбину (турбины) низкого давления через паровой барабан, посредством чего этап преобразования создает разность в плотности первичного теплоносителя, которая инициирует естественную циркуляцию первичного теплоносителя в подъемном трубопроводе, опускном участке, паровом барабане и активной зоне реактора, обусловленную плотностью.

В некоторых вариантах осуществления изобретения указанный способ также включает извлечение активной зоны реактора из корпуса реактора во время операций перезагрузки топлива в реакторе низкого давления.

В некоторых вариантах осуществления способ включает управление пассивными клапанами и/или их закрытие при достижении заданной концентрации бора в первичном теплоносителе.

В некоторых вариантах осуществления активная зона реактора работает с однофазным теплоносителем-замедлителем во время установившейся работы водного реактора низкого давления при выработке пара с указанным теплоносителем-замедлителем.

В некоторых конкретных вариантах осуществления различными параметрами предлагаемого ВРНД являются: глубина активной зоны больше 50 м ниже уровня земли; тепловая мощность активной зоны от 1500 МВт до 2500 МВт; количество тепловыделяющих сборок активной зоны от 120 до 180 тепловыделяющихборок типа EPR; сопротивление на входе в активную зону К от 1 до 3; давление на входе в активную зону более 6 бар(а); температура на входе в активную зону от 100°C до 150°C; температура на выходе из активной зоны от 140°C до 170°C; площадь сечения потока в подъемном трубопроводе больше 5 м<sup>2</sup>; давление в паровом барабане от 1 бар(а) до 10 бар(а); температура на выходе из парового барабана от 100°C до 170°C; диаметр парового барабана больше 10 м; высота парового барабана больше 3 м; давление на входе в турбину от 1 до 10 бар(а); площадь сечения потока в опускном участке больше 5 м<sup>2</sup>; массовый расход в опускном участке больше 10 000 кг/с; концентрация бора в резервуаре для хранения воды в реакторе (Reactor Water Storage Tank, RWST)

больше 1000 частей на миллион; высота уровня воды в RWST больше 20 м; и/или высота выхода линий сброса пара между 10 м и 20 м.

### КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ ЧЕРТЕЖЕЙ

5

Перечисленные выше и другие преимущества и признаки будут более полно поняты из последующего подробного описания вариантов осуществления со ссылкой на сопроводительные чертежи, которые должны считаться иллюстративными и неограничивающими, и на которых:

10

ФИГ. 1 показывает вид ВРНД при нормальной работе на мощности.

ФИГ. 2 показывает конфигурацию реакторного помещения и бассейна выдержки во время нормальной работы реактора.

15

ФИГ. 3 показывает конфигурацию реакторного помещения и бассейна выдержки во время операций перезагрузки топлива.

20

ФИГ. 4 показывает систему отвода остаточного тепла (DHRS) согласно различным вариантам осуществления.

ФИГ. 5 показывает систему охлаждения бассейна выдержки (FPCS) согласно различным вариантам осуществления.

25

ФИГ. 6 показывает активную зону ВРНД согласно одному варианту осуществления.

ФИГ. 7 представляет схему ВРНД согласно еще одному варианту осуществления.

30

ФИГ. 8 показывает изменения теплового КПД в зависимости от давления в системе.

35

ФИГ. 9 показывает цикл естественного циркуляционного потока в установившемся режиме работы.

ФИГ. 10 показывает форму подканала, используемого в модели активной зоны ВРНД.

5 ФИГ. 11 показывает пиковый и средний подканалы активной зоны.

### ПОДРОБНОЕ ОПИСАНИЕ НАСТОЯЩЕГО ИЗОБРЕТЕНИЯ И ПРЕДПОЧТИТЕЛЬНЫХ ВАРИАНТОВ ЕГО ОСУЩЕСТВЛЕНИЯ

10 Настоящее изобретение предлагает водяной реактор 1 низкого давления (ВРНД), способный достигать значительной выходной мощности около 300 МВт(эл), имея при этом простую конструкцию с высоким уровнем внутренней безопасности. Предлагаемый ВРНД 1 представляет собой реактор с охлаждением легкой водой и замедлением, который работает при давлениях, близких к  
15 атмосферному. Он имеет конструкцию бассейнового типа, в которой реактор расположен под землей на дне глубокой подземной шахты, при этом поток первичного теплоносителя достигается естественной циркуляцией с приводом за счет плотности без использования циркуляционных насосов с электроприводом. Реактор в минимальной степени зависит от активных систем контроля  
20 реактивности или охлаждения после останова.

ФИГ. 1 иллюстрирует вариант осуществления предлагаемого ВРНД 1. В ВРНД 1 активная зона 101 реактора расположена в нижней части глубокой бетонной шахты, которая соединена пассивными клапанами 130 с резервуаром  
25 200 большой емкости для хранения воды (RWST), содержащим борированную воду. Конструкция гарантирует, что соединение реактора с RWST 200 посредством высоконадежных пассивных клапанов 130 остановит реактор и обеспечит эффективное охлаждение в течение нескольких недель во всех предсказуемых неисправностях и опасных условиях даже при отсутствии вмешательства  
30 оператора. Кроме того, эффективно исключен риск повреждения топлива при авариях, связанных с потерей первичного теплоносителя или выходом из строя обычных систем отвода тепла.

В частности, согласно этому варианту осуществления, видно, что корпус  
35 100 реактора состоит из трубопровода диаметром 5 м длиной 100 м с

полусферическим донным затвором, расположенного внутри облицованной сталью бетонной шахты глубиной >100 м. Для отслеживания утечек используется узкое кольцевое пространство между наружной стенкой корпуса реактора и стенкой шахты. Верхний конец корпуса 100 реактора соединен с вертикальным цилиндрическим паровым барабаном 150 диаметром 15 м, который действует как влагоотделитель. Барабан 150 содержит осушители и имеет верхний люк 151 и разбрызгивающую пластину 152, которые удаляются при перезагрузке топлива. Барабан 150 расположен в водонепроницаемом помещении (бассейне 155 реактора), которое затопляется во время операций по перезагрузке топлива в реакторе.

При нормальной работе на мощности давление пара в барабане 150 составляет 2,6 бар абс., а давление во впускной камере под активной зоной 101 составляет 11,5 бар абс. Корпус 100 реактора содержит коцентричный подъемный трубопровод 104 диаметром 3,5 м, соединенный своим выходным концом с паровым барабаном 150. Кольцевое пространство шириной 0,75 м между корпусом 100 реактора и подъемным трубопроводом 104 образует опускной участок 105, который обеспечивает движущий напор для естественного циркуляционного потока через активную зону 101 реактора. Активная зона 101 реактора расположена в нижней части подъемного трубопровода 104 и состоит из ряда от 120 до 180 тепловыделяющих сборок типа EPR, в частности, 145, которые имеют конструкцию, аналогичную используемой в обычных водо-водяных энергетических реакторах (ВВЭР). Предполагается, что вся активная зона 101, полностью загруженная тепловыделяющими сборками, будет поднята из подъемного трубопровода 104 и размещена в установочной зоне на полу реакторного помещения 155 во время перезагрузки топлива. Механизмы привода стержней управления реактором содержатся в сборочном модуле 103, расположенном над активной зоной 101, который также может быть перемещен в реакторное помещение 155 во время операций перезагрузки топлива. Использование модуля 103 привода регулирующих стержней, который является внутренним по отношению к напорному контуру реактора, является аналогичным тому, которое предусмотрено в текущих проектах малых модульных реакторов (Small Modular Reactor, SMR), таких как проекты NUSCALE и mPower [14][15].

В ВРНД 1 циркуляция первичного теплоносителя при работе реактора осуществляется пассивно за счет естественной конвекции без использования циркуляционных насосов, используемых в конструкции реакторов высокого давления, имеющих сопоставимую выходную мощность. Температура воды, поступающей в верхнюю часть опускного участка 105 из барабана 150, близка к температуре насыщения при давлении, которое присутствует в барабане, но вода в активной зоне 101 является недогретой из-за гидростатического напора, создаваемого в опускном участке 105. Следовательно, как и в обычном ВВЭР, первичный теплоноситель в активной зоне 101 представляет собой преимущественно недогретую воду (за исключением небольшой области кипения в верхней части центральных тепловыделяющих сборок), что позволяет избежать потенциальной неустойчивости из-за обратной связи по реактивности, вызванной пустотами. Снижение давления из-за изменений высоты по мере того, как первичный теплоноситель проходит вверх по подъемному трубопроводу 104, приводит к возникновению двухфазных условий (вскипания) выше определенной высоты: уменьшенная плотность в двухфазной области значительно способствует движущему напору для естественной циркуляции, позволяя достичь массового расхода в активной зоне, сопоставимого с расходом в больших реакторах с водяным охлаждением высокого давления, в которых используются циркуляционные насосы, что позволяет достичь уровней тепловой мощности, сопоставимых с уровнями в реакторах высокого давления.

После разделения фаз в паровом барабане 150 пар проходит через множество паровых магистралей 173 к одной или более паровым турбинам 161 низкого давления в машинном зале 160. Конденсат из главных конденсаторов 162 в машинном зале 160 возвращается в паровой барабан 150 с помощью питательных насосов 164 через множество питательных впускных магистралей 172. В связи с низким рабочим давлением механические последствия отказа надземного трубопровода первого контура являются допустимыми и не могут привести к вскрытию или высуханию активной зоны 101, что может привести к отказу топлива. Выход из строя напорного контура ниже уровня земли также допустим и также не приведет к повреждению топлива. Поскольку аварии с потерей теплоносителя (ЛОСА) не могут привести к значительному выбросу радиоактивности в окружающую среду, первый контур в ВРНД 1 может быть построен из трубопровода низкого давления без использования высокоцелостных

кованных компонентов, обычно необходимых в конструкциях реакторов с водяным охлаждением, и без необходимости в дорогостоящих обычно требуемых методах производства и контроля. Кроме того, поскольку первичный теплоноситель, высвобождаемый в аварии с потерей теплоносителя (LOCA), не будет содержать

5 значительную радиоактивность, здание реактора может быть обычным промышленным зданием с фильтрованной вентиляцией, а не герметичной защитной оболочкой, способной выдерживать высокие избыточные давления, как это требуется в обычных конструкциях легководных реакторов (Light Water Reactor, LWR).

10

RWST 200 представляет собой многофункциональный резервуар для хранения, который, упрощая удаление и перенос топлива, также служит в качестве пассивного средства обеспечения ключевых функций безопасности при останове реактора и его охлаждении. RWST 200 большой емкости содержит

15 приблизительно 12000 м<sup>3</sup> воды с содержанием бора в концентрации 1500 частей на миллион, которая выполняет следующие функции безопасности: 1) конденсация пара реактора, образующегося после аварийного отключения турбины, при котором основные конденсаторы 162 недоступны; 2) обеспечение источника воды для затопления реакторного помещения 155 во время операций

20 перезагрузки топлива; 3) обеспечение источника борированной воды, который обеспечивает возможность затопления реактора в аварийных условиях, с обеспечением остановки и охлаждения реактора, а также источника подпиточной воды в бассейн выдержки отработавшего топлива, если это необходимо.

25

При нормальных остановках электростанции или незапланированных отключениях, при которых доступны главные конденсаторы, автоматически открывается перепускной клапан турбины для отвода пара, вырабатываемого реактором, в главный конденсатор и систему отвода остаточного тепла (Decay Heat Removal System, DHRS), введенную в эксплуатацию для приведения

30 реактора в состояние холодного останова. В аварийных условиях, когда обходной паропровод турбины вышел из строя, или главные конденсаторы недоступны, клапаны 130 затопления реактора и клапаны 131 сброса пара открываются автоматически для подключения RWST 200 к контуру реактора. Для обеспечения высоконадежной отказоустойчивой работы клапаны 130, 131 затопления реактора

35 и сброса пара соответственно закрываются электромагнитами во время работы

электростанции и открываться пассивно (под действием пружин или накопленного сжатого воздуха) при прерывании электрического тока, который непрерывно подается на клапаны 130, 131.

5 После срабатывания клапанов 130, 131 затопления реактора и сброса пара соответственно пар из реактора выпускается в RWST 200 через барботажный коллектор 201, при этом пар, вырабатываемый реактором, конденсируется до тех пор, пока реактор не будет затоплен борированной водой. После затопления осуществляется кратковременный отвод остаточного тепла путем подогрева воды  
10 в RWST 200: долгосрочный отвод остаточного тепла осуществляется путем работы системы отвода остаточного тепла (DHRS). В случае выхода из строя системы DHRS, например, из-за длительной потери всех источников электропитания, в распоряжении остается более 24 часов до того, как вода в RWST достигнет температуры насыщения. Затем охлаждение реактора может  
15 быть обеспечено на неопределенный срок путем выкипания и подпитки воды в RWST 200, если система DHRS не может быть восстановлена.

#### Хранение топлива и обращение с ним. -

20 Отработавшее топливо, выгруженное из реактора ВРНД, может храниться на стеллаже 191 для хранения, расположенном в бассейне 190 для хранения топлива рядом, с реакторным помещением 155, как показано на ФИГ. 2. После периода хранения использованные тепловыделяющие сборки могут быть перенесены в контейнер 192 через помещение 193 для загрузки контейнеров,  
25 расположенное рядом с бассейном 190 для хранения топлива, перед переносом на предприятие длительного хранения или переработки. ФИГ. 3 иллюстрирует конфигурацию здания во время перезагрузки топлива. Для осуществления перезагрузки топлива перегрузочный люк 151 и разбрызгивающая пластина 152 должны быть удалены из парового барабана 150, реакторное помещение должно  
30 быть затоплено борированной водой из RWST 200, а щелевой затвор 195, соединяющий реакторное помещение 155 с бассейном 190 для хранения топлива, открыт для обеспечения возможности переноса тепловыделяющих сборок на стеллажи 191 для хранения топлива. Перед перемещением тепловыделяющих  
35 сборок 157 предполагается, что модуль 103 привода регулирующих стержней и активная зона 101, полностью загруженная тепловыделяющими сборками, могут

быть подняты вверх по шахте реактора и размещены в установочных зонах в реакторном помещении 155 для упрощения доступа. После загрузки новых сборок и перестановки тепловыделяющих сборок, подлежащих повторному использованию, повторно загруженную активную зону опускают в шахту реактора, модуль 103 привода регулирующих стержней заменяют, а защелки регулирующих стержней снова вводят в зацепление.

#### Инженерные функции безопасности.-

10 Атомные электростанции содержат инженерные средства обеспечения безопасности (ТСБ) (engineered safety features, ESFs) для управления реакционной способностью (реактивностью) активной зоны и обеспечения  
охлаждения активной зоны и удержания радиоактивных материалов в условиях  
эксплуатации и аварий, которые могут возникнуть на электростанции в течение  
15 всего срока службы. В случае существующих конструкций реакторов с водяным  
охлаждением основные ТСБ включают в себя: (1) герметичную несущую  
конструкцию с защитной оболочкой, в которой находится напорный контур  
реактора, предназначенную для содержания радиоактивных материалов, которые  
могут высвободиться при аварии с потерей теплоносителя (LOCA); (2) системы  
20 аварийного охлаждения и опрыскивания активной зоны, предназначенные для  
отвода остаточного тепла и дополнительного заполнения реактора в аварийных  
условиях; и (3) системы охлаждения отработанного топлива в бассейне выдержки  
и во время обращения с топливом. Эти ТСБ требуют наличия вспомогательных  
систем для обеспечения электропитания и управления, охлаждения и вентиляции,  
25 а также систем, конструкций и компонентов для защиты основного оборудования  
от опасностей, таких как наводнения, пожары, взрывы и т.п. Данные ТСБ и их  
вспомогательные системы должны быть классифицированы по безопасности в  
соответствии с важностью их роли в обеспечении безопасности и спроектированы  
соответствующим образом. К конструкциям, системам и компонентам,  
30 классифицированным по ядерной безопасности, применяются более высокие  
стандарты проектирования, строительства и технического обслуживания, чем к  
обычному оборудованию, и, как следствие, обеспечение необходимых ТСБ и их  
вспомогательных систем оказывает существенное влияние на затраты на  
строительство и техническое обслуживание современных атомных  
35 электростанций.

Поскольку ВРНД 1 содержит гораздо меньшее количество ТСБ, чем необходимо для текущего поколения водоохлаждаемых реакторов высокого давления, затраты на строительство и техническое обслуживание ВРНД 1 скорее всего будут значительно ниже. Ниже перечисляются основные ТСБ, требуемые в ВРНД 1, и сравниваются с эквивалентными требованиями для реактора высокого давления. Следует понимать, что в дополнение к ТСБ для эксплуатации электростанции с ВРНД могут потребоваться другие основные системы, такие как система химического и объемного регулирования теплоносителя и система преобразования энергии турбины/конденсата, но они не рассматриваются в настоящей патентной заявке, поскольку они вносят относительно незначительный вклад в расходы, связанные со строительством и эксплуатацией существующих АЭС.

#### 15 Несущая конструкция с защитной оболочкой. -

Современные конструкции водо-водяных реакторов высокого давления требуют, чтобы первый контур реактора был заключен в большую герметичную несущую конструкцию с защитной оболочкой с высокой устойчивостью к избыточному давлению. Требование к зданию с защитной оболочкой возникает потому, что в случае большой потери теплоносителя при авариях с потерей теплоносителя (LOCA) происходит высыхание и перегрев топлива, что приводит к разрыву стерженьковых тепловыделяющих элементов и выбросу радиоактивных продуктов деления в напорный контур реактора. Заключение напорного контура в герметичную защитную оболочку гарантирует, что утечка радиоактивности в окружающую среду остается в пределах безопасных уровней в этих условиях. Несущая конструкция с защитной оболочкой также обеспечивает барьер для выпуска радиоактивности в случае серьезного повреждения активной зоны из-за неспособности восстановить охлаждение активной зоны в случае аварии с потерей теплоносителя (LOCA) или других аварий.

Конструктивная концепция ВРНД 1 гарантирует, что отказы, связанные с топливом, не произойдут ни в одном сценарии аварии при условии сохранения целостности бетонных стен RWST 200, бассейна 155 реактора и бассейна 190 выдержки. Таким образом, нет необходимости в герметичном здании с защитной

оболочкой для удержания продуктов деления, выделяющихся из неисправного топлива в аварийных условиях: таким образом, реактор может быть размещен в обычном здании, оборудованном системой вентиляции с фильтром.

## 5 Системы аварийного охлаждения активной зоны.

Системы аварийного охлаждения активной зоны, используемые в реакторах с водяным охлаждением, обычно состоят из множества подсистем или «каналов», содержащих высокопроизводительные насосы, теплообменники и накопительные баки, которые предназначены для впрыска теплоносителя в реактор и восстановления долговременного охлаждения активной зоны в аварийных условиях. Для удовлетворения проектных требований, обычно применяемых к системам ядерной безопасности, система аварийного охлаждения в обычном ВВЭР, как правило, состоит из четырех идентичных каналов с разнотипной резервной системой, предусмотренной для покрытия случая отказа по общей причине всех четырех каналов.

В ВРНД 1 кратковременное аварийное охлаждение активной зоны достигается открытием множества избыточных клапанов 130, 131 в линиях 175, 176 затопления реактора и сброса пара, соединяющих корпус 100 реактора с RWST 200, что приводит к обусловленному плотностью сквозному затоплению реактора борированной водой. Для обеспечения высокой надежности открытия клапанов по требованию предполагается, что клапаны 130, 131 затопления и сброса закрываются электромагнитами и открываются пассивно (приведенные в действие пружинами или сохраненным сжатым воздухом) при прерывании электрического тока, подаваемого извне. В частности, для достижения принципов резервирования и разнотипности предусмотрены два независимых набора клапанов с разнотипными конструкциями.

После сквозного затопления корпуса 100 реактора остаточное тепло может быть удалено в короткий срок посредством контуров естественной циркуляции (термосифона), создаваемых опускным участком/активной зоной/подъемным трубопроводом 105, 101, 104 и линиями 174, 175 RWST/барабана/сброса пара. В долгосрочной перспективе отвод остаточного тепла может достигаться путем ручного запуска системы отвода остаточного тепла (DHRS), содержащей насосы и

теплообменники, которые отводят тепло в систему водяного охлаждения компонентов. При наихудших аварийных условиях подключение системы отвода остаточного тепла (DHRС) в течение 24 часов позволяет избежать кипения воды в RWST 200.

5

В одном варианте осуществления для достижения принципов резервирования и разнотипности предполагается, что система отвода остаточного тепла (DHRС) состоит из 2 основных каналов, которые обычно работают, и 1 резервного канала, который обычно находится в резерве, как показано на ФИГ. 4.

10 Два рабочих канала отводят тепло в систему водяного охлаждения компонентов с использованием пресной воды (component cooling water system, CCWS), которая, в свою очередь, охлаждается системой технической воды с использованием морской или речной воды (service water system, SWS), что обеспечивает наибольшее поглощение тепла. 3-ий резервный канал должен охлаждаться

15 разнотипной системой охлаждения (diverse cooling system, DCS), которая отводит тепло в разнотипный теплопоглотитель (diverse heat sink, DHS). Система отвода остаточного тепла (DHRС) спроектирована таким образом, что любой из трех каналов может быть функционально выполнен с возможностью поддержания температуры воды, охлаждающей реактор, ниже приемлемого предельного

20 значения через 24 часа после останова.

#### Система охлаждения бассейна выдержки.-

Основными целями системы охлаждения бассейна выдержки (Fuel Pool Cooling System, FPCS) являются 1) отвод остаточного тепла от отработанного топлива в бассейне 190 хранения топлива или в бассейне 155 реактора во время операций перезагрузки топлива, 2) очистка воды в бассейнах для

25 способствования управлению уровнями радиоактивности, 3) перенос воды между различными отсеками для операций по обращению с топливом и 4) подача подпиточной воды в бассейн 190 выдержки или бассейн 155 реактора в случае

30 отказа альтернативной системы охлаждения. Ожидается, что конструкция систем хранения топлива и подачи топлива в ВРНД будет аналогична конструкции обычных ВВЭР.

Для реализации принципов резервирования и разнотипности, рассмотренных ранее, система охлаждения бассейна выдержки (FPCS) подобно описанной выше системе отвода остаточного тепла (DHRS) в некоторых вариантах осуществления может содержать 2 основных канала, которые обычно работают, и 1 резервный канал, обычно находящийся в режиме ожидания, см. ФИГ. 5, при этом два рабочих канала отводят тепло к теплопоглотителю CCWS/SWS, а резервный канал отводит тепло к разнотипному теплопоглотителю DCS/DHS. Каждый канал системы охлаждения бассейна выдержки FPCS может быть спроектирован таким образом, чтобы поддерживать функциональную способность воды, охлаждающей реактор, со значительным запасом ниже 100°C при максимальной тепловой нагрузке из-за остаточного тепла отработавшего топлива.

Проходки в стенках бассейна выдержки и бассейна реактора, которые соединены с линиями всасывания и нагнетания системы охлаждения бассейна выдержки (FPCS), должны быть расположены на высоком уровне, чтобы нарушения в трубопроводах системы охлаждения бассейна выдержки (FPCS) не могли привести непосредственно к вскрытию топлива в стеллажах 191 для хранения топлива. Проходки, соединенные с основными каналами системы охлаждения бассейна выдержки (FPCS), могут быть расположены над проходками для резервных каналов, чтобы резервная система оставалась доступной после частичного дренирования бассейна из-за нарушений трубопроводов в рабочем канале. В случае выхода из строя всех каналов системы охлаждения бассейна выдержки (FPCS) охлаждение бассейна будет по-прежнему возможным путем подачи самотечной подпитки из RWST 200 для компенсации потерь на испарение в бассейнах.

#### Система управления и защиты.-

Классифицируемая по безопасности система управления и защиты (control and protection system, C&PS) также может быть предусмотрена для приведения в действие функций безопасности, таких как система аварийного отключения реактора, клапаны 130, 131 затопления и сброса или система отвода остаточного тепла в случае обнаружения аномальных условий эксплуатации электростанции или в ответ на действия оператора в зале управления. Из-за относительно

небольшого количества активных функций безопасности в конструкции ВРНД 1 система управления и защиты (С&PS) для ВРНД скорее всего будет включать в себя гораздо меньшее количество функций безопасности, чем конструкция большого реактора высокого давления, в которой основная система управления и защиты может включать в себя сотни функций безопасности.

Предполагается, что система управления и защиты (С&PS) для ВРНД будет состоять из основной системы, которая управляет оборудованием передней линии, обеспечивающим безопасность, и независимой резервной системы разнотипной конструкции, которая управляет разнотипными резервными функциями безопасности, такими как резервные каналы системы отвода остаточного тепла (DHRС) и резервные электрические генераторы. Как основная, так и резервная системы управления и защиты (С&PS) могут иметь класс ядерной безопасности.

15

#### Система аварийного электропитания. -

При нормальных условиях электроэнергия для оборудования электростанции может обеспечиваться подключением к внешней сети. В аварийных условиях невозможно гарантировать наличие подключения к сети, так как внешняя сеть не классифицируется по безопасности. Поэтому для обеспечения электропитания могут потребоваться аварийные генераторы, вырабатывающие энергию для работы оборудования, обеспечивающего безопасность.

25

Система аварийного электропитания для ВРНД 1 в некоторых вариантах осуществления предусмотрена как состоящая из 2 основных дизель-генераторов, которые будут приводить в действие оборудование передней линии, обеспечивающее безопасность, и резервного дизель-генератора разнотипной конструкции, который будет питать разнотипные резервные защитные средства. Во время операций по техническому обслуживанию может использоваться четвертый дизель-генератор. Также может быть предусмотрен источник бесперебойного питания, работающий от батарей, для обеспечения временного питания систем управления электростанцией и обеспечения аварийного освещения в случае временной потери питания от всех аварийных генераторов.

35

Нарушение подключений к внешней сети может привести к автоматическому отключению реактора и автоматическому открытию клапанов 130, 131 затопления и сброса пара реактора, что позволит довести корпус 100 реактора до управляемого состояния в течение по меньшей мере 24 часов до того, как начнется кипение в RWST 200 или бассейне 190 хранения топлива. Долговременное охлаждение может быть обеспечено запуском системы отвода остаточного тепла (DHRS) и системы охлаждения бассейна выдержки (FPCS) после восстановления источников питания, но если это невозможно, охлаждение может поддерживаться в течении неопределенного срока с обеспечением небольшого потока подпитки в RWST 200 для компенсации потерь на испарение.

Поскольку единственными ТСБ, требующими значительной электроэнергии в ВРНД 200, являются каналы охлаждения системы отвода остаточного тепла (DHRS) и системы охлаждения бассейна выдержки (FPCS), которые работают при низких давлениях, требования к мощности аварийных дизель-генераторов в ВРНД 200 будут намного ниже, чем в обычном реакторе с водяным охлаждением высокого давления, где имеется гораздо больше ТСБ, и для аварийного охлаждения активной зоны требуется множества насосов высокой производительности с высоким напором. Учитывая потребность в энергии для работы каналов системы отвода остаточного тепла (DHRS) и системы охлаждения бассейна выдержки (FPCS), установлено, что мощность дизель-генератора, необходимая для дизелей в данном ВРНД, составит порядка 100 кВт/единицу.

#### 25 Конструкция активной зоны.-

ВРНД 1 будет использовать топливо, аналогичное тому, что используется в современных конструкциях ВВЭР, поскольку для этого типа топлива имеется большой опыт эксплуатации. В существующих конструкциях реактора EPR используется топливо  $UO_2$  с максимальным обогащением (содержанием  $U^{235}$ ) 5% по весу. Топливо выполнено в виде цилиндрических таблеток  $UO_2$ , содержащихся в трубках диаметром 9,5 мм, представляющих собой оболочку из циркониевого сплава М5, находящихся под давлением газообразного гелия. Тепловыделяющие сборки имеют длину приблизительно 4,8 м при длине топливной заправки 4,2 м, каждая из которых содержит 265 топливных стержней и 24 направляющих трубы,

которые используются для размещения поглощающих стержней или внутриреакторных контрольно-измерительных приборов. Активная зона реактора EPR содержит 241 тепловыделяющую сборку.

- 5 ФИГ. 6 иллюстрирует конкретный вариант осуществления предлагаемой активной зоны 101 реактора, содержащей 145 топливных сборок типа EPR, которые специально выбраны для достижения целевой тепловой мощности 2000 МВт(тепл.).
- 10 Согласно одному варианту осуществления основные размеры и свойства материалов топливных стержней, тепловыделяющихборок и активной зоны 101, принятые для конструкции ВРНД 1, обобщены в следующей таблице 1.

Параметр	Значение
Наружный диаметр топливного стержня	9,5 мм
Шаг решетки топливных стержней	12,6 мм
Гидравлический диаметр подканала активной зоны	11,8 мм
Толщина оболочки	0,57 мм
Диаметральный зазор (таблетки/оболочки)	0,17 мм
Длина нагрева топливного стержня	4,2 м
Количество стержней/тепловыделяющихборок	289
Количество топливных стержней/тепловыделяющихборок	265
Размеры сборки (мм)	214x214
Длина тепловыделяющей сборки (прибл.)	5,0 м
Количество тепловыделяющихборок в активной зоне	145
Площадь сечения потока активной зоны	3,68 м <sup>2</sup>
Физический диаметр активной зоны	3,2 м
Материал оболочки топливного стержня	M5
Теплопроводность оболочки (500K)	15,0 Вт/м·K

Теплопроводность $UO_2$ (600K)	5,0 Вт/м·К
Теплопроводность He	Получено из корреляции.

Таблица 1. Размеры и физические свойства тепловыделяющих сборок и активной зоны ВРНД

Ниже описан анализ эксплуатационных характеристик электростанции в установленном режиме, в которой предлагаемый ВРНД 1 действует как источник пара.

#### Теплогидравлическое проектирование.-

Как объяснялось ранее, ВРНД 1 представляет собой реактор бассейнового типа с охлаждением легкой водой и замедлением, работающий при давлении, близком к атмосферному, который предназначен для эффективного устранения риска аварий, приводящих к значительному выбросу радиоактивности в окружающую среду. Повышенная безопасность достигается путем размещения активной зоны 101 реактора в нижней части глубокой шахты, которая соединена пассивными клапанами 130, 131 с большим надземным резервуаром 200 для хранения, обеспечивающим возможность охлаждения активной зоны 101 при всех прогнозируемых неисправностях и опасных условиях. В частности, сочетание низкого рабочего давления и большого запаса первичного теплоносителя позволяет эффективно устранить риск перегрева топлива при авариях с потерей теплоносителя или после выхода из строя штатных систем отвода тепла в ВРНД 1. Целью проектирования ВРНД 1 является достижение низких капитальных затрат на мегаватт вырабатываемой электроэнергии путем устранения необходимости использования инженерно-технических средств безопасности, таких как здание с герметичной защитной оболочкой, которые могут доминировать над капитальными затратами при проектировании реактора высокого давления.

Со ссылкой на ФИГ. 7, показана еще одна конструктивная схема предлагаемого ВРНД 1. Как описано ранее, в работе реактора верхняя секция подъемного трубопровода 104 над активной зоной 101 содержит двухфазный пароводяной поток, созданный мгновенным кипением, но сама активная зона 101 охлаждается недогретой водой под давлением.

Предварительный анализ парового цикла.

5 Реакторы с водяным охлаждением ранее проектировались для работы при  
 5 высоких давлениях для достижения высокого теплового КПД. Предполагается, что  
 для ВРНД 1 низкий тепловой КПД может быть не такой большой проблемой,  
 поскольку затраты на урановое топливо относительно низки. Однако  
 экономическая целесообразность ВРНД 1 зависит от достижения достаточного  
 теплового КПД. Ниже приведена предварительная оценка теплового КПД.

10

В предлагаемом ВРНД 1 в некоторых вариантах осуществления  
 используется модифицированный цикл Ренкина. Классический цикл Ренкина  
 включает в себя следующие компоненты: котел, турбина 161, конденсатор 162 и  
 насос. Тепло, подаваемое в котел, передается рабочей текучей среде (обычно  
 15 воде) для получения пара. Пар под давлением используется для приведения в  
 действие турбины 161, которая выполняет полезную работу. Пар, выходящий из  
 турбины 161, охлаждается и возвращается в жидкое состояние в конденсаторе  
 162, в котором тепло передается внешнему теплопоглотителю (обычно воде в  
 реке или океане). Конденсированную жидкость, выходящую из конденсатора 162,  
 20 возвращают к ее начальному рабочему давлению с использованием питающего  
 насоса.

20

Для оценки теплового КПД системы, работающей при разных давлениях на  
 входе турбины, отправной точкой является простой цикл Ренкина. Можно  
 25 предположить, что температура конденсата  $T_3 = T_4 = 298K$  составляет  $25^\circ C$ . На  
 выходе конденсатора давление конденсата повышается подающим насосом до  
 давления в системе  $P_{\text{сист.}}$ . Сжатие, которое можно считать приблизительно  
 изэнтропийным, приводит к небольшому увеличению температуры текучей  
 среды на входе в котел.

30

Энтальпия и энтропия текучей среды на входе питающего насоса  
 представляют собой энтальпию насыщенной жидкости при температуре на  
 выходе из конденсатора (298K), которая может быть получена из:

$$h_4 = h_{f\text{НАСЫЩ.}}(T_4)$$

1.1)

$$S_4 = S_{f\text{НАСЫЩ.}}(T_4)$$

1.2)

Поскольку предполагается, что сжатие является изэнтропийным, энтальпия на выходе из насоса задается формулой:

$$h_5 = h_f(P_{\text{сист.}}, S_4)$$

1.3)

5

которую можно получить из таблиц нормального пара (пример можно найти на [www.thermopedia.com](http://www.thermopedia.com)).

10 Текучая среда на выходе питающего насоса нагревается и испаряется тепловой энергией, подаваемой активной зоной 101 реактора, и в конечном итоге достигает состояния насыщенного пара в турбине 161: где энтальпия, температура и энтропия пара на входе турбины 161 могут быть оценены по таблицам пара.

15

$$h_2 = h_{g\text{НАСЫЩ.}}(P_{\text{сист.}})$$

1.4)

$$T_2 = T_{\text{НАСЫЩ.}}(P_{\text{сист.}})$$

1.5)

$$S_2 = S_{g\text{НАСЫЩ.}}(P_{\text{сист.}})$$

1.6)

20 Текучая среда расширяется в турбине 161 при температуре конденсата. В некоторых вариантах осуществления предполагается, что расширение является изэнтропическим, поэтому неэффективность турбины 161 игнорируется. При обозначении массового паросодержания в местоположении 3 как  $X_3$  получается, что:

$$X_3 = \frac{S_2 - S_{f\text{НАСЫЩ.}}(P_{\text{сист.}})}{S_{g\text{НАСЫЩ.}}(P_{\text{сист.}}) - S_{f\text{НАСЫЩ.}}(P_{\text{сист.}})} \quad 1.7)$$

На основании массового паросодержания на входе в конденсатор 162 энтальпия в этом месте может быть вычислена как

5

$$h_3 = h_{f\text{НАСЫЩ.}}(T_4) + X_3(h_{g\text{НАСЫЩ.}}(T_4) - h_{f\text{НАСЫЩ.}}(T_4)) \quad 1.8)$$

При оценке энтальпий объем работы, выполняемый системой на кг рабочей жидкости, может быть оценен как:

$$\text{Работа}_{\text{чистая}} = \text{Работа}_{\text{Турбины}} - \text{Работа}_{\text{насоса}} \quad 1.9)$$

$$\text{Работа}_{\text{Турбины}} = h_2 - h_3 \quad 1.10)$$

10

$$\text{Работа}_{\text{Насоса}} = h_5 - h_4 \quad 1.11)$$

Входное тепло в систему на кг представляет собой общее изменение энтальпии между выходом питающего насоса и входом турбины:

$$Q_{\text{вх.}} = h_2 - h_5 \quad 1.12)$$

15

Таким образом, тепловой КПД цикла задается формулой:

$$\eta_{\text{тепл.}} = \frac{\text{Работа}_{\text{чистая}}}{Q_{\text{вх.}}} = 1 - \frac{h_3 - h_4}{h_2 - h_5} \quad 1.13)$$

Значения  $h_1, h_2, h_3$  и  $h_4$  можно найти из (1.3, 1.4, 1.8 и 1.1 соответственно). Это позволяет найти эффективность цикла для различных значений давления в системе.

5 Предполагается, что расширение через турбину 161 от ее входа до входа в конденсатор 162 является изоэнтروпическим. Однако реалистично ожидать, что расширение будет сопровождаться увеличением энтропии. Таким образом, в качестве места определения энтальпии предложен вход в конденсатор 3, где его энтальпия может быть оценена путем включения изоэнтропического КПД,  $\eta_s$ .

10

$$n_s = \frac{h_2 - h_{3(s)}}{h_2 - h_3} \quad 1.14)$$

Следовательно, энтальпия равна:

$$h_{3(s)} = h_2 - \eta_s(h_2 - h_3) \quad 1.15)$$

15

Следовательно, неизоэнтропический тепловой КПД может быть оценен из уравнения (1.13) как:

$$\eta_{\text{тепл.}(s)} = \frac{\text{Работа}_{\text{чистая}}}{Q_{\text{вх.}}} \quad 1.16)$$

20

Где из уравнений 1.9 и 1.10:

$$\text{Работа}_{\text{чистая}} = (h_2 - h_{3(s)}) - \text{Работа}_{\text{насоса}} \quad 1.17)$$

Из расчетов цикла Ренкина для различных давлений в системе,  $P_{\text{сист.}}$  видно, что тепловой КПД электростанции уменьшается с уменьшением давления в системе. В некоторых вариантах осуществления расчет парового цикла был получен из уравнений (1.13) и (1.16) с помощью электронной таблицы Microsoft

25

Excel для анализа того, как тепловой КПД связан с давлением в системе, а результаты представлены на ФИГ. 8.

Из приведенного выше соотношения можно видеть, что тепловой КПД электростанции заметно падает в зависимости от давления в системе. Однако несколько неожиданно то, что тепловой КПД при давлении 1 бар составляет лишь половину от теплового КПД при давлении 50 бар, которое является номинальным давлением пара обычных водо-водяных реакторов под давлением, что позволяет предположить, что водо-водяные реакторы низкого давления могут иметь значительную электрическую мощность.

Паровой цикл реактора ВРНД сильно отличается от цикла Ренкина, описанного выше. Во впускной камере текучая среда представляет собой недогретую воду с энтальпией, приблизительно равной энтальпии насыщенной воды в паровом барабане 150, которая поступила из верхней части опускного участка 105. Эта недогретая вода поступает в активную зону 101 реактора и нагревается, но остается в недогретом жидком состоянии на выходе из реактора. По мере того, как вода поступает в подъемный трубопровод 104, ее давление уменьшается за счет уменьшения гидростатического давления, и в конечном итоге она достигает давления насыщения в момент начала вскипания. В точке вскипания начинается кипение в активной зоне, и вырабатывается двухфазный поток, который вытекает из подъемного трубопровода 104 в паровой барабан 150. В барабане 150 происходит разделение фаз, и насыщенный пар через паровую магистраль 173 подается на паровую турбину 161, после которой он расширяется до субатмосферного давления в конденсаторе 162. Насыщенный конденсат выходит из конденсатора 162 и повторно нагнетается питающим насосом 164 до давления в барабане. Затем воду смешивают с насыщенной водой в барабане 150 перед возвратом во впускную камеру через опускной участок 105.

В предлагаемом ВРНД пар, образующийся при вскипании в подъемном трубопроводе 104, подается в турбину 161 низкого давления. Создание двухфазных состояний в подъемном трубопроводе 104 увеличивает движущий напор суммарного давления для естественного циркуляционного потока в опускном участке 105 и подъемном трубопроводе 104, обеспечивая массовые скорости в активной зоне 101, намного превышающие те, которые обычно связаны

с естественной циркуляцией, и которые потенциально сопоставимы со скоростями, достигаемыми в реакторах с водяным охлаждением высокого давления, в которых используется напорный поток. Предварительные вычисления расходов, достижимых в ВРНД 1 для различных уровней мощности и глубин активной зоны, выполнялись с использованием модели, показанной на ФИГ. 9, а результаты показаны на ФИГ. 8.

Для вычисления расхода  $W$  естественной циркуляции в установившемся режиме в указанной выше системе применена итерационная процедура с использованием одномерных уравнений сохранения энергии и импульса для контура. Давление в барабане  $p_2$  и мощность активной зоны  $\dot{Q}$  принимаются в качестве граничных условий.

Сначала оценивается поток  $W$  в контуре, а энтальпия на выходе из активной зоны вычисляется из энергетического баланса как:

$$h'_2 = h''_2 = h_{f,НАСЫЩ.} + \dot{Q} / W \quad (1.18)$$

где  $h_{f,НАСЫЩ.}$  - энтальпия насыщенной жидкости при давлении в барабане (которая по закону сохранения энергии равна энтальпии жидкости, поступающей в активную зону 101),  $h'_2$  - энтальпия на выходе из активной зоны, а  $h''_2$  - энтальпия жидкости в точке вскипания (тепловыми потерями из контура пренебрегают, и малыми кинетическими и потенциальными энергетическими условиями также пренебрегают).

Затем, используя расчетный поток контура, определяют падение давления для опускного участка 105, однофазного участка подъемного трубопровода 104 между входом в подъемный трубопровод и местом вскипания и двухфазной области в подъемном трубопроводе 104 над точкой вскипания. Для каждой из этих областей вычисляют коэффициент  $K$  потери давления, как определено уравнением

$$\Delta P_{\text{тр.}} = K \frac{W^2}{\rho} \quad (1.19)$$

где  $\rho$  - средняя плотность в двухфазной области. Коэффициенты потери давления для 3 областей заданы формулой:

$$K_{DC} = C_{ВХ,DC} \frac{0,5}{A_{DC}^2} + C_{ВЫХ,DC} \frac{0,5}{A_{DC}^2} \quad (1.20)$$

$$K_R = C_{ВХ,R} \frac{0,5}{A_R^2} + K_{ВХ} + \left( \frac{4fH_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}}{D_C} \right) \frac{0,5}{A_C^2} \quad (1.21)$$

5

$$K_{ТР} = C_{ВЫХ,R} \frac{0,5}{A_R^2} \quad (1.22)$$

где  $C_{ВХ}$  и  $C_{ВЫХ}$  относятся к коэффициентам потерь давления из-за расширения или сжатия на входе и выходе компонента, нижние индексы DC, C и R относятся к опускному участку 105, активной зоне 101 реактора и подъемному трубопроводу 104 соответственно, а  $H_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}$  представляет собой высоту активной зоны.  $K_{ВХ}$  представляет собой коэффициент сопротивления потоку входного сопротивления 102 активной зоны, введенный для достижения стабильности. Потери давления из-за трения о стенку игнорируются в подъемном трубопроводе 104 и опускном участке 105 (за исключением активной зоны 101), поскольку из-за большого диаметра трубопровода они, как ожидается, будут незначительно малыми.

15

Давление в точке вскипания  $p_2''$  - это просто давление насыщения, соответствующее энтальпии  $h_2''$  на выходе из активной зоны, заданной уравнением (1.18).

20

Давление на выходе из активной зоны вычисляется путем применения уравнения импульса между входом опускного участка и выходом из активной зоны (местоположение 2'):

$$p_2' = p_2 - (K_{DC} + K_R) \frac{W^2}{\rho_f} + \rho_f g (H - H_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}) \quad (1.23)$$

где коэффициенты сопротивления находят из (1.20 и 1.21), а небольшие изменения плотности жидкости  $\rho_f$  вокруг контура игнорируются.

25

Используя (1.23), высоту  $H_{TP}$  точки вскипания над входом в активную зону можно найти из равновесия моментов между точками 2' и 2'', учитывая, что потери давления из-за трения о стенку трубопровода незначительны:

$$p_2'' = p_2 - \rho_f g (H_{TP} - H_{\text{Активной зоны}}) \quad (1.24)$$

5

Где  $p_2''$ ,  $t$ , давление в точке вскипания, это просто давление насыщения, соответствующее энтальпии  $h_2''$  на выходе из активной зоны, заданной уравнением (1.18), которое можно найти из таблиц пара.

10 Массовое паросодержание потока на выходе из подъемного трубопровода  
104  $X_{\text{ВЫХ,R}}$  определяется из энергетического баланса для двухфазной области:

$$X_{\text{ВЫХ,R}} h_{g\text{НАСЫЩ.}} + (1 - X_{\text{ВЫХ,R}}) h_{f\text{НАСЫЩ.}} = h_2' \quad (1.25)$$

15 Где  $h_{g\text{НАСЫЩ.}}$  и  $h_{f\text{НАСЫЩ.}}$  являются энтальпиями насыщения паровой и водной фаз, которые аппроксимируются значениями насыщения при давлении в барабане.

Учитывая  $X_{\text{ВЫХ,R}}$ , коэффициент пустот и двухфазная плотность на выходе из подъемного трубопровода могут быть найдены с использованием предположения об однородном двухфазном потоке:

20

$$\frac{(1 - \alpha_{\text{ВЫХ,R}})}{\alpha_{\text{ВЫХ,R}}} = \frac{(1 - X_{\text{ВЫХ,R}}) \rho_{g\text{НАСЫЩ.}}}{X_{\text{ВЫХ,R}} \rho_{f\text{НАСЫЩ.}}} \quad (1.26)$$

$$\rho_{\text{ВЫХ,R}} = \alpha_{\text{ВЫХ,R}} \rho_{g\text{НАСЫЩ.}} + (1 - \alpha_{\text{ВЫХ,R}}) \rho_{f\text{НАСЫЩ.}} \quad (1.27)$$

25 Где  $\rho_{g\text{НАСЫЩ.}}$  и  $\rho_{f\text{НАСЫЩ.}}$  являются плотностями насыщения паровой и водной фаз, которые снова аппроксимируются значениями насыщения при давлении в барабане.

Из (1.27) средняя плотность в двухфазной области подъемного трубопровода 104 аппроксимируется как

$$\rho_{TP} = 0,5(\rho_f + \rho_{ВЫХ,R}) \quad (1.28)$$

Наконец, находят равновесие моментов контура для получения второго уравнения для высоты точки вскипания, которое согласуется с предполагаемым значением  $W$ :

$$g(HH_{TP})(\rho_f - \rho_{TP}) = (K_{DC} + K_R) \frac{W^2}{\rho_f} + K_{TP} \frac{W^2}{\rho_{TP}} \quad (1.29)$$

Расход в контуре, соответствующий мощности активной зоны и давлению в барабане, определяется путем корректировки предполагаемого значения  $W$  до тех пор, пока местоположение вскипания,  $H_{TP}$  указанное в (1.24 и 1.29), не станет равным.

#### Описание модели активной зоны в установившемся режиме.-

В частности, в модели активной зоны ВРНД нагретая активная зона 101 представлена в виде открытого массива стерженьковых тепловыделяющих элементов, между которыми имеются подканалы, образованные проходами для потока между отдельными стерженьковыми тепловыделяющими элементами. Типичный подканал показан на ФИГ. 10. В активной зоне 101 смоделированы два типичных подканала, представляющих подканалы пиковой и средней мощности, как показано на ФИГ. 11: подканал пиковой мощности соответствует подканалу, смежному с стерженьковыми тепловыделяющими элементами с наивысшим номиналом, а подканал средней мощности представляет остальную часть активной зоны. Модель активной зоны позволяет вычислить энтальпию, давление и плотность текучей среды и температуру топливного стержня в каждой осевой ячейке в подканалах как пиковой, так и средней мощности с учетом граничных условий для мощности стержня и массового расхода, давления и энтальпии теплоносителя на входе в подканал. Основные уравнения модели описаны ниже.

- Расчет режима текучей среды в активной зоне:

Предполагается, что входной массовый поток является равномерным по всем подканалам активной зоны. В действительности, в ВРНД сниженная плотность текучей среды в подканалах высокой мощности, как ожидается,

приведет к немного более высокому движущему напору для естественной циркуляции, следствием чего входной поток в пиковых подканалах  $W_{c,PK}$  будет больше, чем поток в среднем подканале,  $W_{c,AV}$ . Следовательно, предположение о равномерном потоке является консервативным для вычисления запасов по тепловым пределам в пиковом подканале активной зоны.

Применение допущения о равномерном потоке:

$$W_{c,PK} = W_{c,AV} = W_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}} A_c / A_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}} \quad (1.30)$$

где:

$$A_c = d_c^2 - \pi d_p^2 / 4 = \text{площадь сечения потока в подканале}$$

$$A_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}} = \text{площадь сечения потока в активной зоне} = N_{\text{СТЕРЖ.}} A_c$$

$$N_{\text{СТЕРЖ.}} = \text{Количество стержней в активной зоне (включая нетопливные стержни)} \\ = 145 \times 17 \times 17$$

$$d_c = \text{шаг топливных стержней}$$

$$d_p = \text{диаметр топливного стержня.}$$

15

Предполагается, что осевое распределение мощности является одинаковым в топливных стержнях в любом радиальном положении. Предполагается, что осевое распределение мощности как в пиковом, так и в среднем подканале описывается следующим симметричным косинусоидальным распределением, которое применимо к цилиндрическому реактору без отражателя, в котором не учитывается влияние температуры на локальную мощность активной зоны:

20

$$q''_z = q''_{z,max} \cos \left[ \frac{2\varepsilon}{L_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}} \left( z - \frac{L_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}}{2} \right) \right] \quad (1.31)$$

где:

25

$$q''_z,$$

= тепловой поток поверхности стерженькового тепловыделяющего элемента на высоте  $z$  (Вт)

$$q''_{z,max}$$

= максимальный тепловой поток поверхности стерженькового тепловыделяющего элемента

$\varepsilon$  = коэффициент аксиального профиля энерговыделения

30

$$L_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}} = \text{длина нагрева активной зоны} (= 4,2\text{м})$$

Для канала средней мощности пиковый тепловой поток определяется с использованием осевого пикового коэффициента для активной зоны через уравнение:

$$q''_{z,max,AV} = P_f q''_{z,средн.,АКТИВНОЙ ЗОНЫ} \quad (1.32)$$

5 где:

$P_f$

= осевой пиковый коэффициент активной зоны - предполагается, что это известное граничное

$$q''_{z,max,AV} =$$

пиковый тепловой поток стерженькового тепловыделяющего элемента в подканале средней

10 )

$$q''_{z,средн.,АКТИВНОЙ ЗОНЫ} =$$

средний тепловой поток по всем тепловым стержням активной зоны (Вт/м<sup>2</sup>)

Средний тепловой поток стерженьковых тепловыделяющих элементов во  
15 всей активной зоне представляет собой только общую мощность активной зоны, деленную на общую площадь теплопередачи:

$$q''_{z,средн.,АКТИВНОЙ ЗОНЫ} = \dot{Q}_{АКТИВНОЙ ЗОНЫ} / \pi d_p L_{АКТИВНОЙ ЗОНЫ} N_{FR} \quad (1.33)$$

где:

20  $N_{FR}$  = общее количество топливных стержней в активной зоне

Для пикового подканала максимальный тепловой поток задан формулой:

$$q''_{z,max,PK} = F_{\Delta H} q''_{z,max,AV} = p_f F_{\Delta H} q''_{z,средн.,АКТИВНОЙ ЗОНЫ} \quad (1.34)$$

25 где  $F_{\Delta H}$  - так называемый коэффициент горячего канала, определяемый как отношение между ростом энтальпии в горячем подканале и средним ростом энтальпии в активной зоне, что считается известным граничным условием.

Используя (1.31), средний тепловой поток в подканале средней мощности равен

$$\begin{aligned}
q''_{z,\text{средн.},\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}} &= \frac{1}{L_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}} \int_0^{L_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}} q''_z dz & (1.35) \\
&= \frac{1}{L_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}} \int_0^{L_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}} q''_{z,\text{max},\text{AV}} \cos \left[ \frac{2\varepsilon}{L_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}} \left( z - \frac{L_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}}{2} \right) \right] dz \\
&= q''_{z,\text{max},\text{AV}} \left( \frac{\sin \varepsilon}{\varepsilon} \right)
\end{aligned}$$

Сравнивая с (1.32), следует, что  $\varepsilon$  и  $P_f$  связаны уравнением:

$$P_f = \frac{\varepsilon}{\sin \varepsilon} \quad (1.36)$$

Энтальпия теплоносителя в центре  $n$ -й ячейки в подканале пиковой или средней мощности задана следующим образом:

$$h_n = h_{i,\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}} + \frac{1}{W_c} \int_0^{z_n} q''_z \pi d_p dz \quad (1.37)$$

что, используя (1.31), может быть записано как:

$$\begin{aligned}
h_n &= h_{i,\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}} & (1.38) \\
&+ q''_{z,\text{max}} \frac{L_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}} \pi d_p}{2\varepsilon W_c} \left\{ \sin \left[ \frac{2\varepsilon}{L_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}} \left( z_n - \frac{L_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}}{2} \right) \right] + \sin \varepsilon \right\}
\end{aligned}$$

10 где

$$\begin{aligned}
q''_{z,\text{max}} & & (1.39) \\
&= P_f F_{\Delta H} q''_{z,\text{средняя активная зоны}} & \text{ПОДКАНАЛ ПИКОВОЙ МОЩНОСТИ) } \\
q''_{z,\text{max}} & & \\
&= P_f q''_{z,\text{средняя активная зоны}} & \text{ПОДКАНАЛ СРЕДНЕЙ МОЩНОСТИ}
\end{aligned}$$

Используя энтальпию, полученную из (1.38),  $X_g$  можно найти локальное массовое паросодержание потока для условий, когда в подканале существует двухфазный поток, используя уравнение:

$$h_n = X_{g,n} h_{g,\text{насыщ},n} + (1 - X_{g,n}) h_{f,\text{насыщ},n} \quad (1.40)$$

где  $h_{g,\text{насыщ}}$  и  $h_{f,\text{насыщ}}$  - энтальпии насыщения паровой и жидкой фаз при локальном давлении.

Используя это массовое паросодержание потока, плотность теплоносителя  $\rho_{c,n}$  в центре ячейки может быть определена следующим образом. Плотность сначала выражается через локальный коэффициент пустот уравнением [16]:

$$\begin{aligned} \rho_{c,n} &= \alpha_{g,n} \rho_{g,\text{насыщ}}(P_n) + (1 - \alpha_{g,n}) \rho_{f,\text{насыщ}}(P_n) & \alpha_{g,n} > 0 & \quad (1.41) \\ \rho_{c,n} &= \rho_f(P_n, h_n) & \alpha_{g,n} &= 0 \end{aligned}$$

где

$\alpha_{g,n}$  = локальный коэффициент пустот в теплоносителе

$\rho_{g,\text{насыщ},n}$  = плотность насыщенного пара (кг/м<sup>3</sup>)

$\rho_{f,\text{насыщ},n}$  =

плотность насыщенной или недогретой воды (кг/м<sup>3</sup>)

$P_n$  = давление в центре ячейки  $n$  (Н/м<sup>2</sup>)

Затем коэффициент пустот находят по массовому паросодержанию потока  $X_{g,n}$  с использованием корреляции скорости дрейфа. Для анализа активной зоны 101, в частности, была принята широко используемая корреляция дрейфового потока Цубера и Финдли [17] для турбулентного двухфазного газожидкостного потока в канале, которая имеет вид:

$$\alpha_{g,n} = \frac{j_{g,n}}{C_o j_n + V_{gj}} \quad (1.42)$$

где

$j_{g,n}$  = объемный поток газа в ячейке  $n = \frac{W_{g,n}}{\rho_{g,n} A_c} = \frac{X_{g,n} W_c}{\rho_{g,n} A_c}$  (м/с)

$j_{f,n}$  = объемный поток жидкости в ячейке  $n = \frac{W_{f,n}}{\rho_{f,n} A_c} = \frac{(1 - X_{g,n}) W_c}{\rho_{f,n} A_c}$  (м/с)

$j_n = j_{g,n} + j_{f,n}$  = общий объемный поток в ячейке  $n$

$C_o$  = коэффициент профиля = 1,2

$V_{gj}$  = скорость дрейфа =  $1,53(\sigma_f g \rho_{fg} / \rho_f^2)^{0,25}$  (м/с)

$\sigma_f$  = поверхностное натяжение жидкости (Н/м)

$$\rho_{fg} = \rho_f - \rho_g \text{ (кг/м}^3\text{)}$$

В основной модели учитывается падение давления в подканале из-за трения о стенку и силы тяжести. Давление в ячейке  $n$  вычисляется по формуле:

$$P_n - P_{n-1} = - \left( \frac{4f \Delta z_c}{D_h} \right) \frac{1}{2} \frac{W_c^2}{\rho_c A_c^2} - \rho_c g (z_n - z_{n-1}) \quad (1.43)$$

где:

$P_n$  = Давление в центреиде ячейки  $n$  (Н/м<sup>2</sup>)

$f$  = Коэффициент трения Феннинга для подканала

10  $z_n$  = Высота центраида ячейки  $n$  (м)

$\Delta z_c$  = Длина ячейки (м)

$D_h$  = Гидравлический диаметр подканала =  $4 A_c / \pi d_p$

Учитывая  $P_n$ , плотности и энтальпии фазы насыщения, приведенные в (1.40) и (1.41), можно получить из таблиц нормального пара.

В частности, уравнения (1.38) и (1.43) решаются маршевым методом (как в подканале пиковой мощности, так и в подканале средней мощности), начиная с входа в активную зону.

20

- Вычисление температуры топлива:

Для вычисления температуры  $UO_2$  и оболочки топливного стержня в каждой ячейке активной зоны согласно настоящему изобретению топливный стержень обрабатывают как цилиндр, содержащий коцентричную таблетку топлива  $UO_2$ . Одномерное стационарное уравнение теплопроводности в цилиндрических координатах применяется для определения радиального распределения температуры в таблетке и оболочке при следующих допущениях:

25

30 - Предполагается, что наружная поверхность оболочки имеет локальную температуру теплоносителя в каждой ячейке. Это предположение является обоснованным для ядерных реакторов с водяным охлаждением из-за

высоких коэффициентов теплопередачи, которые получаются при принудительном конвективном кипении.

5 - Падение температуры как в оболочке, так и в газовом зазоре между оболочкой и топливной таблеткой вычисляется с учетом фиксированных значений теплопроводности для оболочки и газового зазора, которые предоставлены в качестве исходных данных. Значения, используемые для оболочки, приведены в таблице 2 выше. Значение, используемое для теплопроводности газового зазора, обсуждается ниже.

10 - Предполагается, что в топливной таблетке существует равномерный объемный источник тепла из-за ядерного деления и распада продуктов деления. Тепло, вырабатываемое в оболочке, игнорируется.

15 Из стационарного решения уравнения теплопроводности в цилиндрической геометрии [18] при вышеприведенных допущениях радиальный градиент температуры в топливной таблетке получают как

$$\frac{dT}{dr} = -\frac{q_{vp}r}{2k_{UO_2}} \quad (1.44)$$

где

20  $T$  = Температура (К)

$r$  = Радиальное расстояние от центра таблетки (м)

$q_{vp}$  = Объемный источник тепла в таблетке (Вт/м<sup>3</sup>)

$k_{UO_2}$  = Теплопроводность UO<sub>2</sub> (Вт/м К)

25 Локальный объемный источник тепла в таблетке на высоте  $z$  в активной зоне 101 связан с локальным тепловым потоком поверхности стержня, определяемым уравнением (1.31), согласно уравнению:

$$q_{vp} = \frac{4q_z''}{d_p} \quad (1.45)$$

30 Толщины оболочки и газового зазора малы по сравнению с диаметром топливного стержня, что позволяет игнорировать эффекты кривизны при определении перепада температуры между наружной поверхностью таблетки и наружной поверхностью оболочки. Предполагая одномерную проводимость в

установившемся режиме через оболочку и газовый зазор и используя предположение о том, что наружная температура оболочки близка к локальной температуре текучей среды  $T_f$ , температура на наружной поверхности таблетки  $T_{po}$  определяется следующим уравнением, полученным путем приравнения

5 теплоты на единицу длины, поступающей в теплоноситель, к теплоте на единицу длины, вырабатываемой в таблетке:

$$\pi d_p \left( \frac{1}{c_{gap}} + \frac{1}{c_{clad}} \right)^{-1} (T_{po} - T_f) = q_{vp} \frac{\pi d_p^2}{4} \quad (1.46)$$

где

$$c_{clad} = \text{Проводимость оболочки} = k_{clad}/\delta_{clad} \text{ (Вт/м}^2\text{К)}$$

$$10 \quad c_{gap} = \text{Проводимость газового зазора} = k_{gap}/\delta_{gap} \text{ (Вт/м}^2\text{К)}$$

$$q_{vp} = \text{Объемный источник тепла в таблетке (Вт/м}^3\text{)}$$

$$d_p = \text{Диаметр таблетки (м)}$$

$$T_{po} = \text{Температура на наружной поверхности таблетки (К)}$$

$$T_f = \text{Температура текучей среды (К)}$$

15

Интегрируя уравнение (1.44) между центром и наружной поверхностью таблетки и используя приведенное выше уравнение для  $T_{po}$ , получаем следующее уравнение для температуры таблетки на радиальном расстоянии  $r$ :

$$T(r) - T_f = \frac{q_{vp} d_p}{4c_{clad}} + \frac{q_{vp} d_p}{4c_{gap}} + \frac{q_{vp}}{4k_{UO_2}} (d_p^2/4 - r^2) \quad (1.47)$$

Таким образом, из уравнения (1.47) средняя температура в таблетке равна

$$\overline{T}_p = \frac{4}{\pi d_p^2} \int_0^{d_p/2} 2\pi r T(r) dr = T_f + \frac{q_{vp} d_p}{4} \left[ \frac{1}{c_{gap}} + \frac{1}{c_{clad}} + \frac{d_p}{8k_{UO_2}} \right] \quad (1.48)$$

20 А средняя температура в газовом зазоре составляет:

$$\overline{T}_{gap} = T_f + \frac{q_{vp} d_p}{4} \left[ \frac{1}{2c_{gap}} + \frac{1}{c_{clad}} \right] \quad (1.49)$$

Среднюю температуру таблеток  $\overline{T}_p$  вычисляют для каждой ячейки в канале средней мощности, а затем среднюю температуру  $UO_2$  в активной зоне 101 получают из:

$$\overline{T}_{UO_2} = \frac{1}{N_{cell}} \sum_{j=1}^{N_{cell}} \overline{T}_{p,j} \quad (1.50)$$

25

где

$\overline{T_{p,j}}$  = Средняя температура таблеток из уравнения (1.48) (К)

$N_{cell}$  = Количество сердечников осевых ячеек

5 Аналогично, среднюю плотность теплоносителя в активной зоне 101 (т.е. среднюю температуру замедлителя) можно получить путем усреднения по всем ячейкам в подканале средней мощности:

$$\overline{\rho_c} = \frac{1}{N_{cell}} \sum_{j=1}^{N_{cell}} \rho_{c,j} \quad (1.51)$$

где плотность теплоносителя в ячейке  $\rho_{c,j}$  получена из (1.41) для подканалов средней мощности.

10

- Моделирование проводимости газового зазора:

На температуру  $UO_2$  влияет тепловое сопротивление зазора между топливной таблеткой и оболочкой, которое зависит главным образом от теплопроводности газа внутри стерженькового тепловыделяющего элемента и ширины зазора, которые оба изменяются во время работы реактора. Обзор методов определения проводимости зазора в стерженьковых тепловыделяющих элементах ВРНД в [19] указывает на то, что в стерженьковые тепловыделяющие элементы ВРНД обычно предварительно закачивают гелий под давлением, который смешивается с другими газами, образующимися в процессе деления в течение срока службы активной зоны 101, в частности, ксеноном. В [19] отмечено, что теплопроводность газа-наполнителя значительно изменяется в зависимости от температуры и состава газа, и что ширина зазора уменьшается при рабочих давлениях и температурах в реакторе из-за нагрузки внешнего давления на оболочку топлива и теплового расширения топливной таблетки. Первоначально ширина газового зазора, когда стерженьковые тепловыделяющие элементы холодные, обычно составляет от 1% до 2% диаметра стержня, но в условиях работы реактора оболочка может входить в контакт с топливной таблеткой, так что ширина зазора определяется шероховатостью поверхности топливных

20

25

30

ВРНД 1 предназначен для работы при давлениях, близких к атмосферным, и представляется вероятным, что внутреннее давление стержня в топливе для

такого реактора может быть отрегулировано вниз для обеспечения пониженной нагрузки давлением на топливо: следовательно, представляется вероятным, что состояние «закрытого зазора» будет продолжать существовать, когда реактор приведен в действие, из-за теплового расширения топливных таблеток относительно оболочки. В некоторых вариантах осуществления для текущего анализа принято фиксированное значение теплопроводности зазора  $c_{gap} = 1,5 \times 10^4$  Вт/м<sup>2</sup>К, которое является типичным значением для топлива ВВЭР при нормальных рабочих давлениях и температурах, когда ширина зазора мала [19]. Ожидается, что средняя температура топлива в ВРНД 1 будет примерно на 200°C ниже, чем в обычном ВВЭР, из-за более низких температур теплоносителя. Исходя из уравнений, приведенных в [19], можно ожидать, что это приведет к снижению теплопроводности газа-наполнителя примерно на 20% и теплопроводности зазора на аналогичную величину, но эта поправка игнорируется как небольшая по сравнению с другими неопределенностями в этой модели.

- Расчет коэффициента запаса до кризиса пузырькового кипения (Departure from Nucleate Boiling Ratio, DNBR):

Критический тепловой поток (Critical Heat Flux, CHF) является ключевым пределом безопасности при эксплуатации реакторов с водяным охлаждением. Если локальный тепловой поток на поверхности топлива превышает CHF, режим теплопередачи может перейти от режима пузырькового кипения к режиму пленочного кипения, что приведет к потенциально значительному снижению коэффициента теплопередачи и повышению температуры оболочки, а это может привести к разрушению конструкции оболочки и выбросу радиоактивных продуктов деления в контур реактора. Предел до CHF в данном состоянии реактора обычно выражают через минимальное значение коэффициента запаса до кризиса пузырькового кипения (DNBR), достигаемого в любой точке активной зоны 101, как определено уравнением:

$$DNBR = \frac{q_{CHF}''}{q''} \quad (1.52)$$

где  $q_{CHF}''$  = Локальный критический тепловой поток (Вт/м<sup>2</sup>К)

$q''$  = Фактический тепловой поток в том же месте (Вт/м<sup>2</sup>К)

Критический тепловой поток (CHF) зависит от локальных тепловых гидравлических условий в подканале, таких как массовое паросодержание потока и массовая скорость. Таким образом, чтобы найти минимальный коэффициент запаса до кризиса пузырькового кипения (DNBR), связанный с конкретным состоянием активной зоны, DNBR из (1.52) оценивают в каждой ячейке активной зоны в подканале пиковой мощности и извлекают минимальное значение.

Значения критического теплового потока (CHF) в сборках стерженьковых тепловыделяющих элементов зависят от конкретной геометрии топлива и профиля энерговыделения, а также от наличия препятствий для потока, таких как дистанционирующие решетки. Таким образом, точные прогнозы CHF могут быть получены только путем проведения испытаний на прототипических моделях реальных тепловыделяющих сборок с использованием имитаторов стерженьковых тепловыделяющих элементов с электрическим нагревом. Тем не менее, было разработано множество инженерных корреляций общего назначения для оценки значений CHF в каналах и пучках стержней. В отсутствие конкретной модели для топлива в модели активной зоны LPWR для расчета коэффициента запаса до кризиса пузырькового кипения (DNBR) используется широко распространенная корреляция Груневельда и др. [20] для критического теплового потока (CHF) в трубах и пучках стержней. Корреляция Груневельда имеет форму трехмерной справочной таблицы, в которой значения CHF табулированы с точки зрения параметров:

$P$  = Давление ( $\text{Н/м}^2$ )

$G$  = Массовая скорость ( $\text{кг/м}^2/\text{с}$ )

$X$  = Термодинамическое массовое паросодержание =  $(h - h_{f,\text{насыщ.}})/(h_{g,\text{насыщ.}} - h_{f,\text{насыщ.}})$

Диапазон достоверности корреляции приведен в [20] как:  $P$  = от 1 до 200 бар;  $G$  = от 0 до 7500  $\text{кг/м}^2/\text{с}$  и  $X$  = от -0,5 до 1,0), что охватывает условия эксплуатации ВРНД 1 при низком давлении.

Таблицы поиска, представленные в [20], были скопированы в файл электронной таблицы Microsoft Excel, и была создана функция Excel, которая

вычисляла критический тепловой поток (CHF) для заданных значений  $P$ ,  $G$  и  $X$  путем линейной интерполяции из таблиц.

5 Следует отметить, что Груневельд и др. предложили поправочные коэффициенты CHF, которые могут быть применены к их табличным значениям CHF для коррекции влияния дистанционирующих решеток, геометрии пучка стержней и т.п., и т.п., но эти поправки не были применены в текущем анализе.

10 Анализ данных в таблице для критического теплового потока (CHF), предложенной Груневельдом и др., показал, что запас CHF выше при более низких давлениях, при этом другие параметры остаются неизменными. Таким образом, ожидается, что значения коэффициента запаса до кризиса зародышевого кипения (DNBR) для ВРНД 1 будут значительно выше, чем для реактора EPR.

15

- Расчет реактивности активной зоны:

Реактивность активной зоны, определенную уравнением (1.29) в некоторых вариантах осуществления, вычисляют по модели активной зоны ВРНД с использованием коэффициентов реактивности, как определено ранее.  
20 Реактивность получают из уравнения:

$$\Delta R = \Delta R_{\text{ДОПП}} + \Delta R_{\text{ЗАМЕД}} + \Delta R_{\text{БОР}} + \Delta R_{\text{СТЕРЖ}} \quad (1.53)$$

25 где  $\Delta R$  - изменение реактивности относительно исходного эталонного состояния, в котором реактор является просто критическим ( $R = 0$ ,  $k_{eff} = 1$ ) и  $\Delta R_{\text{ДОПП}}$ ,  $\Delta R_{\text{ЗАМЕД}}$ ,  $\Delta R_{\text{БОР}}$  и  $\Delta R_{\text{СТЕРЖ}}$  - вклады в изменение реактивности из-за изменений температуры топлива, плотности замедлителя, концентрации бора и положения регулирующих стержней относительно эталонного состояния. Вклады реактивности в уравнение (1.53)

30 могут быть получены из следующих формул:

$$\begin{aligned} \Delta R_{\text{ДОПП}} &= \gamma_{\text{ДОПП}} (\overline{T_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}} - \overline{T_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ,о}}}) \\ \Delta R_{\text{ЗАМЕД}} &= \gamma_{\text{ЗАМЕД}} (\overline{\rho_{\text{ЗАМЕД}}} - \overline{\rho_{\text{ЗАМЕД,о}}}) \end{aligned} \quad (1.54)$$

$$\Delta R_{\text{БОР}} = \gamma_{\text{БОР}} [C_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}} (\overline{\rho_{\text{ЗАМЕД}} / \rho_{\text{ЗАМЕД},o}}) - C_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ},o}]$$

$\Delta R_{\text{СТЕРЖ}}$  = предоставлено в качестве входных данных

где:

$\gamma_{\text{ЗАМЕД}}$  = коэффициент плотности замедлителя [тысячных частей процента/кг м<sup>3</sup>]

5  $\gamma_{\text{ДОПП}}$  = Доплеровский коэффициент [тысячных частей процента/°C]

$\gamma_{\text{БОР}}$  = коэффициент бора [тысячных частей процента/частей на миллион]

$\overline{\rho_{\text{ЗАМЕД}}}$  = средняя плотность замедлителя [кг м<sup>-3</sup>]

$\overline{\rho_{\text{ЗАМЕД},o}}$  = средняя плотность замедлителя в эталонном состоянии [кг м<sup>-3</sup>]

$\overline{T_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}}$  = средняя температура UO<sub>2</sub> в активной зоне [K]

10  $\overline{T_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ},o}}$  = средняя температура UO<sub>2</sub> в активной зоне в эталонном состоянии [K]

$C_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}$  = концентрация бора в жидкости в активной зоне (частей на миллион)

15  $C_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ},o}$  = концентрация бора в жидкости в активной зоне в эталонном состоянии (частей на миллион)

$\overline{T_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}}$  и  $\overline{\rho_{\text{ЗАМЕД}}}$  рассчитываются посредством модели активной зоны с использованием уравнений (1.48) и (1.51) соответственно, а  $C_{\text{АКТИВНОЙ ЗОНЫ}}$  подаются в модель в качестве граничного условия. Коэффициенты реактивности, используемые в анализе ВРНД, были выбраны из таблицы 2 ниже:

Коэффициенты реактивности	Значение
Доплеровский температурный коэффициент (тысячных частей процента/°C)	$\gamma_{\text{ДОПП}} = -2,8$ тысячных частей процента/°C
Коэффициент плотности замедлителя (тысячных частей процента/кг м <sup>-3</sup> )	$\gamma_{\text{ЗАМЕД}} = +30$ (тысячных частей процента/кг м <sup>-3</sup> )
Коэффициент бора (тысячных частей процента/частей на миллион)	$\gamma_{\text{БОР}} = -8,6$ тысячных частей процента/частей

	на миллион
--	------------

Таблица 2: Коэффициенты реактивности, принятые для анализа эксплуатационных характеристик и безопасности ВРНД

В конкретном варианте осуществления для вычисления тепловых гидравлических условий и условий реактивности активной зоны были получены давление текучей среды и энтальпия, а также температура топлива для каждой ячейки в подканалах как пиковой, так и средней мощности с использованием маршевого способа, начиная с впускного отверстия активной зоны. Граничными условиями для вычисления были мощность активной зоны, массовый расход на входе в активную зону (в частности, полученный из (1.55) ниже), а также энтальпия и давление на входе в активную зону.

$$W_{\text{активной зоны}} \quad (1.55)$$

$$= 1,4 \times 10^3 + 1,10 \times 10^{-5} \dot{Q}_{\text{активной зоны}} - 2,3 \times 10^{-15} \dot{Q}_{\text{активной зоны}}^2 \quad \dot{Q}_{\text{активной зоны}} \leq 2,2 \times 10^9$$

$$W_{\text{активной зоны}}$$

$$= 3,6 \times 10^4 + 9,97$$

$$\times 10^{-6} \dot{Q}_{\text{активной зоны}}$$

$$> 2,2 \times 10^9$$

$$\dot{Q}_{\text{активной зоны}}$$

В приведенном выше уравнении  $W_{\text{активной зоны}}$  - расход активной зоны в кг/с и  $\dot{Q}_{\text{активной зоны}}$  - мощность активной зоны в ваттах.

Входные данные по геометрии и тепловым свойствам топлива, а также осевому и радиальному распределению мощности активной зоны приведены в предыдущей таблице 1 и в таблице 3.

Тепловой пиковый коэффициент	Значение
Коэффициент горячего канала с учетом роста зародышевой энтальпии $F_{\Delta H}$	1,7
Коэффициент общего теплового потока в горячем канале $F_Q^{max}$	2,6

Средний осевой пиковый коэффициент $P_F = F_Q^{max} / F_{\Delta H}$	1,5
---	-----

Таблица 3: Пиковые коэффициенты, используемые для проектного исследования ВРНД

Численные расчеты проводились в электронной таблице Microsoft Excel. Во всех расчетах активная зона 101 была разделена в осевом направлении на 20 секций ( $N_{cell} = 20$ ).

Объем охраны настоящего изобретения определен в следующей формуле изобретения.

## Литература

- 5 [1] Прогноз развития мировой энергетики 2013, Международное энергетическое агентство, (World Energy Outlook 2013, International Energy Agency)  
5 Таблица 5.1.
- 10 [2] Балацкий А.В., Балацкий Г.И., Борисов С.С., (Balatsky A.V., Balatsky, G.I., Borysov S.S., ) "Resource Demand Growth and Sustainability Due to Increased World Consumption", Sustainability, ISSN 2071-1050, Март 2015.
- [3] Sehgal, Bal Raj. «Ядерная безопасность в легководных реакторах: феноменология тяжелых аварий» («Nuclear Safety in Light Water Reactors: Severe Accident Phenomenology»), SARnet, Elsevier, 2012
- 15 [4] Агентство по ядерной энергии, «Поведение ядерного топлива в условиях аварии с потерей теплоносителя (LOCA)» (Nuclear Energy Agency, "Nuclear Fuel Behaviour in Loss-of-coolant Accident (LOCA) Conditions"), отчет о современном состоянии проблемы, OECD-NEA, ISBN 978-92-64-99091-3, 2009.
- 20 [5] Кессидес И.Н., «Пересмотр будущего атомной промышленности. Риски, неопределенности и сохраняющиеся предпосылки» (Kessides, I N, The future of the nuclear industry reconsidered, Risks, Uncertainties and Continued Premise), Energy Policy, Elsevier May 2012.
- 25 [6] «Инновационные реакторы малого и среднего размера: конструктивные особенности, подходы к безопасности и тенденции в области исследований и разработок» («Innovative small and medium sized reactors: Design features, safety approaches and R&D trends»), МАГАТЭ-TECDONC-1451, май 2005 года, Международное агентство по атомной энергии.
- 30 [7] Sovacool B K, Nugent D, Gilbert A, «Перерасход средств на строительство и инфраструктура электроснабжения: неизбежный риск?» («Construction Cost Overruns and Electricity Infrastructure: An Unavoidable Risk?»), The Electricity Journal, 2014.

[8] Ловеринг Дж. Р., Йип А., Нордхаус Е «Историческая стоимость строительства мировых ядерных энергетических реакторов» (Lovering J R, Yip A, Nordhaus E, Historical construction costs of global nuclear power reactors), Energy Policy, 91, 2016

5

[9] Фунг Д., «Экономика атомной энергетики: прошлый опыт, современные тенденции и будущие перспективы» (Phung D., “Economics of nuclear power: past record, present trends and future prospects”), Elsevier, Energy, том 10 выпуск 8, стр. 917-934, август 1985.

10

[10] Раст Дж., Ротвелл Г. «Оптимальная реакция на смену режимов регулирования: на примере атомной энергетики США» (Rust J., Rothwell G., “Optimal response to a shift in regulatory regimes: the case of the US nuclear power industry”), Journal of Applied Econometrics, Wiley, Декабрь 1995.

15

[11] Грублер А. «Затраты на расширение ядерной программы во Франции: Случай негативного обучения на практике» (Grubler, A, The costs of the French nuclear scale-up: A case of negative learning by doing), Energy Policy, 38, 2010.

20

[12] Инновационные реакторы малого и среднего размера: конструктивные особенности, подходы к безопасности и тенденции в области исследований и разработок, МАГАТЭ-TECDONC-1451, май 2005 г., Международное агентство по атомной энергии (Innovative small and medium sized reactors: Design features, safety approaches and R&D trends, IAEA-TECDONC-1451, May 2005, International Atomic Energy Agency).

25

[13] Национальная ядерная лаборатория, «Технико-экономическое обоснование малых модульных реакторов (SMR)» (National Nuclear Laboratory, “Small Modular Reactors (SMR) Feasibility Study”), декабрь 2014 г.

30

[14] Спринг Н., (Spring N.), 2010 PennEnergy, Модульный реактор mPower.

[15] Стандарт рассмотрения проекта Комиссии по ядерному регулированию США (DSRS) для BWXT mPower Design, <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/smr/mpower/dsrs.html>

35

[16] Уоллис, Г. Б., Одномерный двухфазный поток (Wallis, G. B., One Dimensional Two-Phase Flow), McGraw Hill Book Company, Нью-Йорк, 1969.

5 [17] Н. Зубер и Дж. А. Финдлей, «Средняя объемная концентрация в двухфазных проточных системах» (N. Zuber, and J. A. Findlay, Average Volumetric Concentration in Two-Phase Flow Systems), Trans ASME J. Heat Transfer, ноябрь 1965.

10 [18] Х.С. Карсло, Дж.С. Ягер «Провидимость тепла в твердых телах» (H.S. Carslaw, J.C. Jaeger, Conduction of Heat in Solids), второе изд., Oxford University Press, Оксфорд, 1959.

15 [19] Дж. Б. Айнскаф «Проводимость зазора в топливных стержнях из циркониевого сплава» (J. B. Ainscough, Gap Conductance in Zircalloy Clad Fuel Rods), отчет CSNI No. 72, апрель 1982

20 [20] Д.С. Гренивельд, Дж. К. Шан, А.З. Васич, Л.К.Н. Люн, А. Дурмаяз, Дж. Ян, С.К. Чен и А. Танас, Справочные таблицы для критического теплового потока 2006 (D.C. Groeneveld, J.Q. Shan, A.Z. Vasić, L.K.H. Leung, A. Durmayaz, J. Yang, S.C. Cheng and A. Tanase, The 2006 CHF look-up table), Nuclear Engineering and Design, том 237 выпуски 15-17, стр. 1909-1922, сентябрь 2007.

ФОРМУЛА ИЗОБРЕТЕНИЯ

1. Водяной реактор низкого давления, содержащий:

корпус (100) реактора, имеющий тело, содержащий внутреннюю  
5 полость, содержащую первичный теплоноситель, включающий в себя воду,  
подъемный трубопровод (104) и активную зону (101) реактора, расположенную  
ниже подъемного трубопровода (104), наружное кольцевое пространство,  
окружающее корпус (100) реактора, и подъемный трубопровод (104) образуют  
10 опускной участок (105) с заданной площадью сечения потока, выполненный с  
возможностью поддержания расхода выше 10000 кг/с, причем активная зона (101)  
реактора расположена ниже уровня земли на глубине по меньшей мере 55  
метров, с давлением в диапазоне от 6 до 15 бар атмосферного давления;  
паровой барабан (150), соединенный с подъемным трубопроводом  
15 (104) через верхний конец подъемного трубопровода (104), причем паровой  
барабан (150) расположен на уровне земли с давлением в диапазоне от 1 до 10  
бар;  
резервуар (200) для хранения воды, соединенный с корпусом (100)  
реактора и выполненный с возможностью хранения борированной воды;  
20 пассивную систему нагнетания для нагнетания борированной воды из  
резервуара (200) для хранения воды в корпус (100) реактора;  
одну или более паровых турбин (161) низкого давления, выполненных  
с возможностью выработки электроэнергии при давлении 1-10 бар атмосферного  
давления;  
при этом корпус (100) реактора выполнен с возможностью нагрева  
25 воды до определенной температуры без достижения точки насыщения, а  
подъемный трубопровод (104) выполнен с возможностью преобразования  
нагретой воды в пар, который далее подается на паровую турбину (турбины) (161)  
низкого давления через паровой барабан (150), посредством чего преобразование  
30 создает разность в плотности первичного теплоносителя, инициирующую  
естественную циркуляцию первичного теплоносителя под действием плотности в  
подъемном трубопроводе (104), опускном участке (105), паровом барабане (150) и  
активной зоне (101) реактора.

2. Водяной реактор низкого давления по п. 1, в котором пар  
35 вырабатывается посредством вскипания в подъемном трубопроводе (104).

3. Водяной реактор низкого давления по любому из предшествующих пунктов, в котором активная зона (101) реактора содержит тепловыделяющие сборки EPR-типа (для европейского реактора с водой под давлением) в количестве от 120 до 180.
4. Водяной реактор низкого давления по любому из предшествующих пунктов, в котором паровой барабан (150) содержит одну или более сушилок, верхний люк (151) и разбрызгивающую пластину (152) и расположен в водонепроницаемом помещении.
5. Водяной реактор низкого давления по любому из предшествующих пунктов, в котором опускной участок (105) содержит облицованную сталью бетонную шахту.
6. Водяной реактор низкого давления по любому из предыдущих пунктов, в котором резервуар (200) для хранения воды соединен с корпусом (100) реактора посредством пассивных клапанов.
7. Водяной реактор низкого давления по любому из предыдущих пунктов, в котором водяной реактор (1) низкого давления выполнен с возможностью останова либо посредством стоп-стержней, либо посредством резервуара (200) для хранения воды.
8. Водный реактор низкого давления по любому из предыдущих пунктов, в котором борированная вода, хранящаяся в резервуаре (200) для хранения воды, содержит бор в концентрации по меньшей мере 1000 частей на миллион, при этом высота уровня борированной воды превышает 20 м.
9. Способ управления водяным реактором низкого давления, согласно которому водяной реактор (1) низкого давления содержит:
- корпус (100) реактора, имеющий тело, содержащее внутреннюю полость, содержащую первичный теплоноситель, включающий в себя воду, подъемный трубопровод (104) и активную зону (101) реактора, расположенную ниже подъемного трубопровода (104), наружное кольцевое пространство,

окружающее корпус (100) реактора, и подъемный трубопровод (104) образуют опускной участок (105) с заданной площадью сечения потока, обеспечивающий расход более 10000 кг/с, причем активная зона (101) реактора расположена ниже уровня земли по меньшей мере на глубине 55 метров с давлением в диапазоне от 5 до 15 бар атмосферного давления;

паровой барабан (150), соединенный с подъемным трубопроводом (104) через верхний конец подъемного трубопровода (104), причем паровой барабан (150) расположен на уровне земли с давлением в диапазоне от 1 до 10 бар;

резервуар (200) для хранения воды, соединенный с корпусом (100) реактора и хранящий борированную воду;

пассивную систему нагнетания для нагнетания борированной воды из резервуара (200) для хранения воды в корпус (100) реактора;

одну или более паровых турбин (161) низкого давления для выработки электроэнергии при давлении 1-10 бар атмосферного давления, при этом способ включает нагрев корпусом (100) реактора воды до определенной температуры без достижения точки насыщения и преобразование подъемным трубопроводом (104) нагретой воды в пар, причем последняя далее подается на паровую турбину (турбины) (161) низкого давления через паровой барабан (150), посредством чего на этапе преобразования создают разность в плотности первичного теплоносителя, которая инициирует естественную циркуляцию первичного теплоносителя под действием плотности в подъемном трубопроводе (104), опускном участке (105), паровом барабане (150) и активной зоне (101) реактора.

10. Способ по п. 9, согласно которому температура на входе в активную зону составляет от 100°C до 150°C, температура на выходе из активной зоны составляет от 140°C до 170°C, а сопротивление на входе в активную зону гасит статическую нестабильность, при этом температура пара на выходе из парового барабана составляет от 100°C до 170°C.

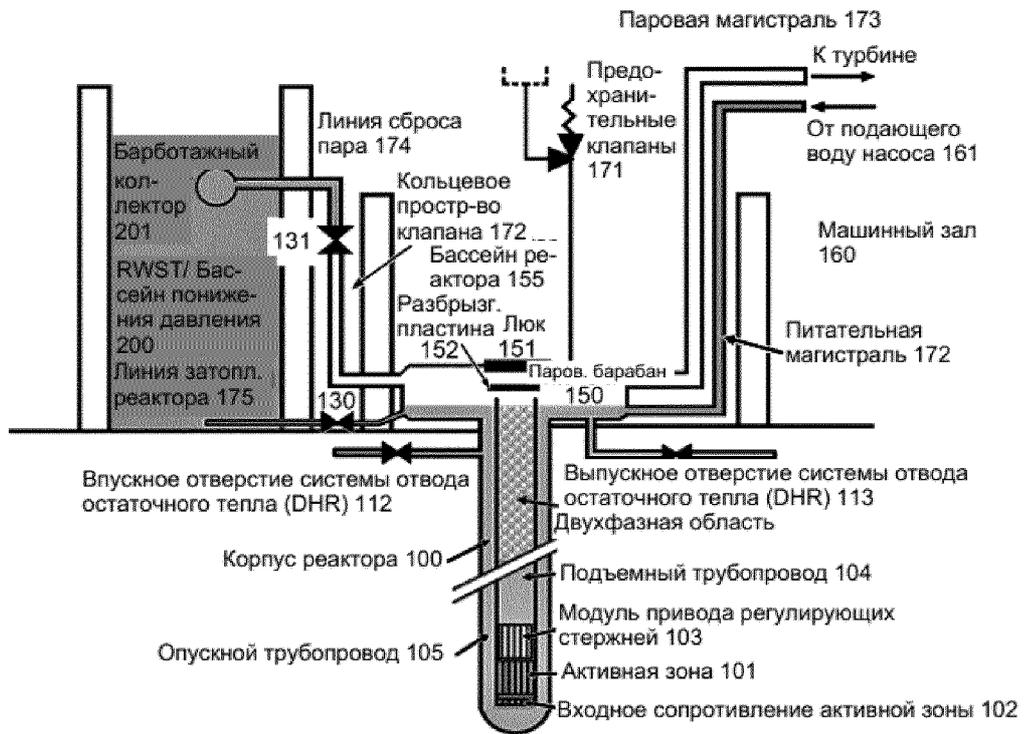
11. Способ по п. 9 или 10, также включающий выработку пара посредством вскипания в подъемном трубопроводе (104).

12. Способ по любому из предшествующих пп. 9-11, согласно которому активная зона (101) реактора содержит тепловыделяющие сборки EPR-типа (для европейского реактора с водой под давлением) в количестве от 120 до 180, причем способ также включает подъем активной зоны (101) реактора из корпуса (10) реактора во время операций перезагрузки топлива в реакторе (1) низкого давления.

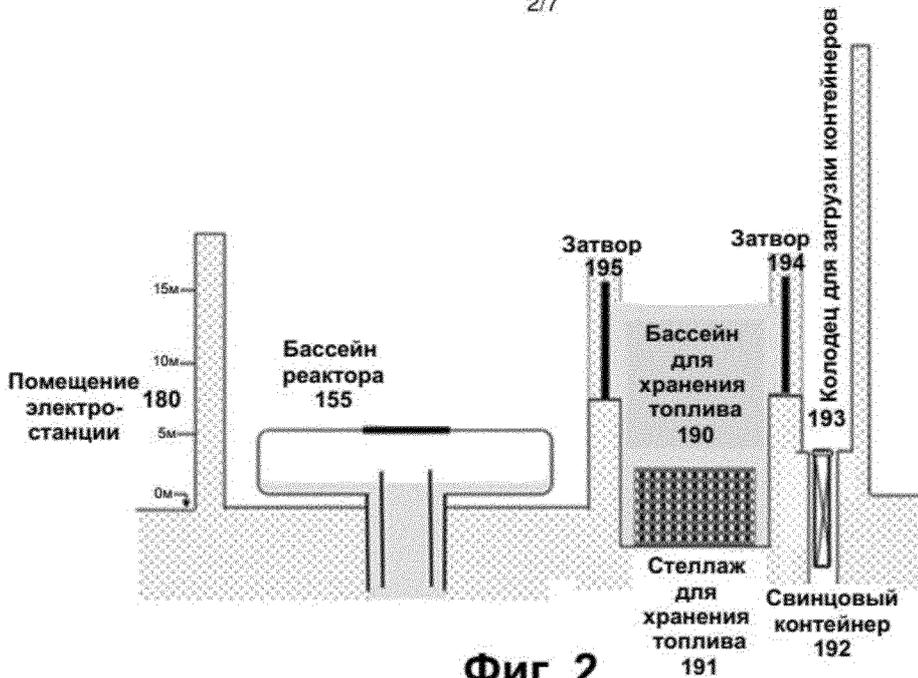
13. Способ по любому из предшествующих пп. 9-12, согласно которому борированная вода, хранящаяся в резервуаре (200) для хранения воды, содержит бор в концентрации по меньшей мере 1000 частей на миллион, при этом высота уровня борированной воды выше 20 м.

14. Способ по любому из предшествующих пп. 9-13, согласно которому резервуар (200) для хранения воды соединен с корпусом (100) реактора с помощью пассивно и/или вручную управляемых клапанов, причем способ также включает управление пассивными клапанами и/или их отключение при достижении заданной концентрации бора в первичном теплоносителе.

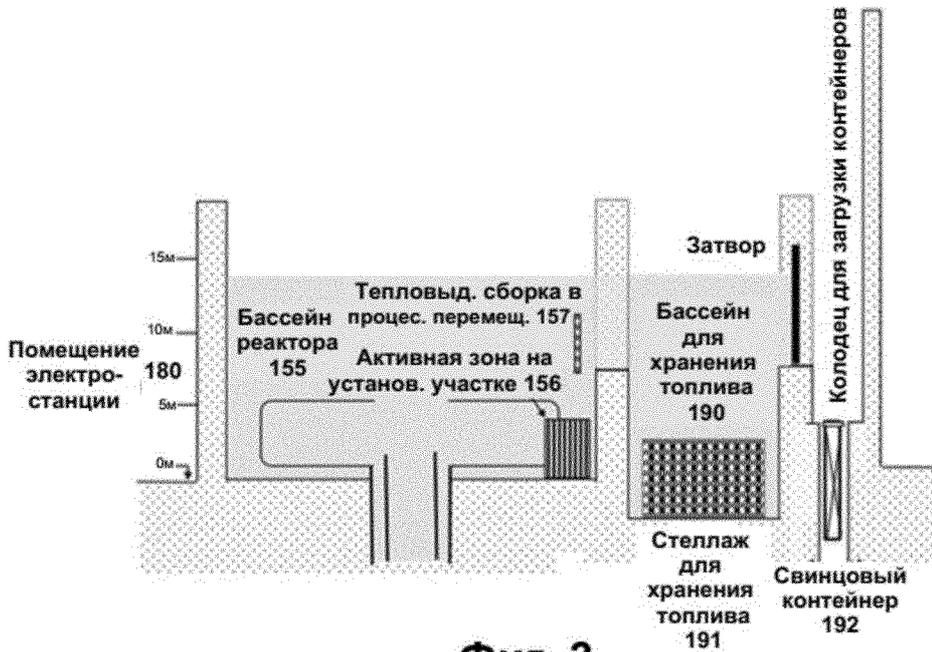
15. Способ по любому из предшествующих пп. 9-14, согласно которому активная зона (101) реактора работает с однофазным первичным теплоносителем во время стационарной работы водяного реактора (1) низкого давления при выработке пара с использованием первичного теплоносителя.



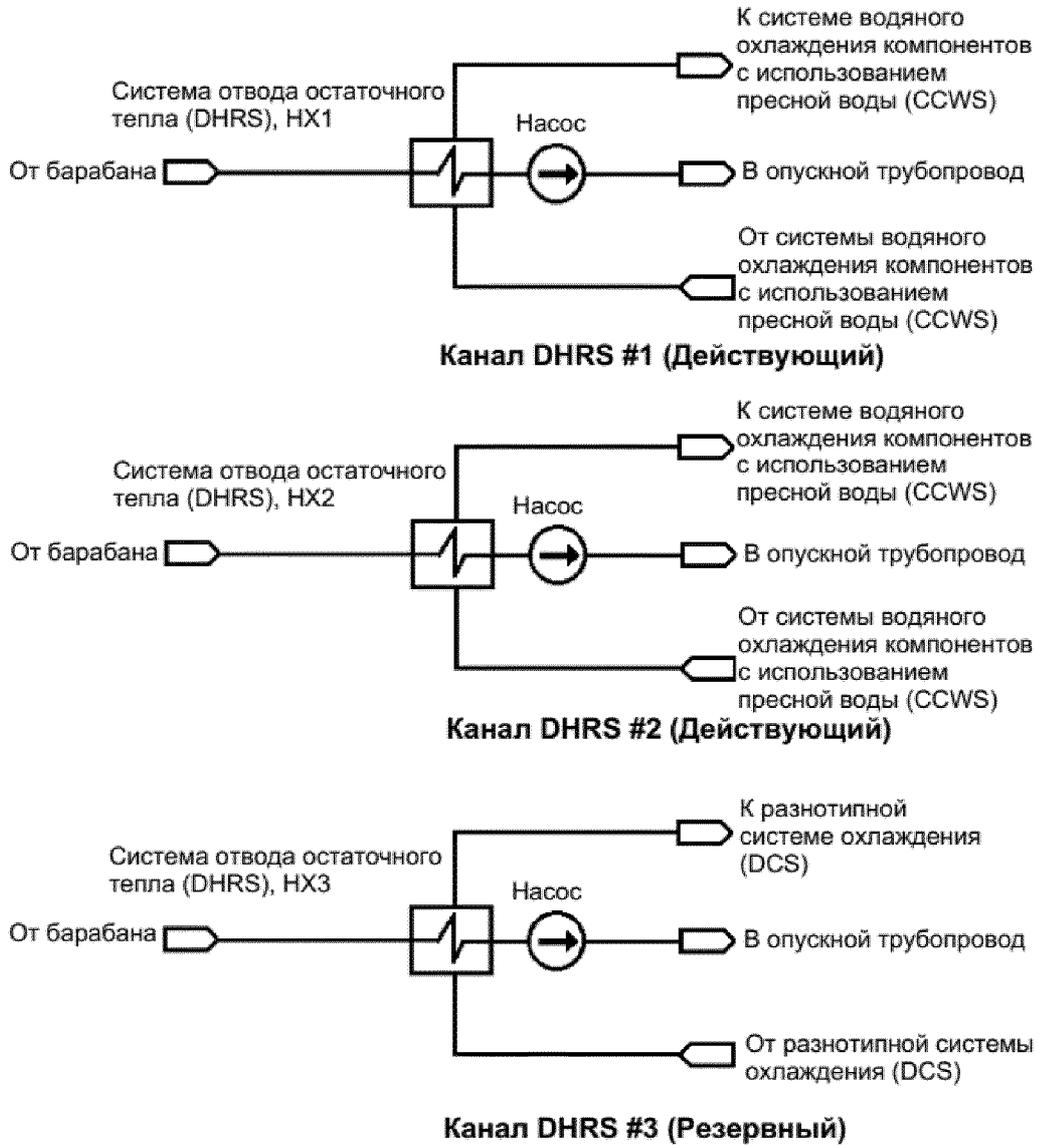
Фиг. 1



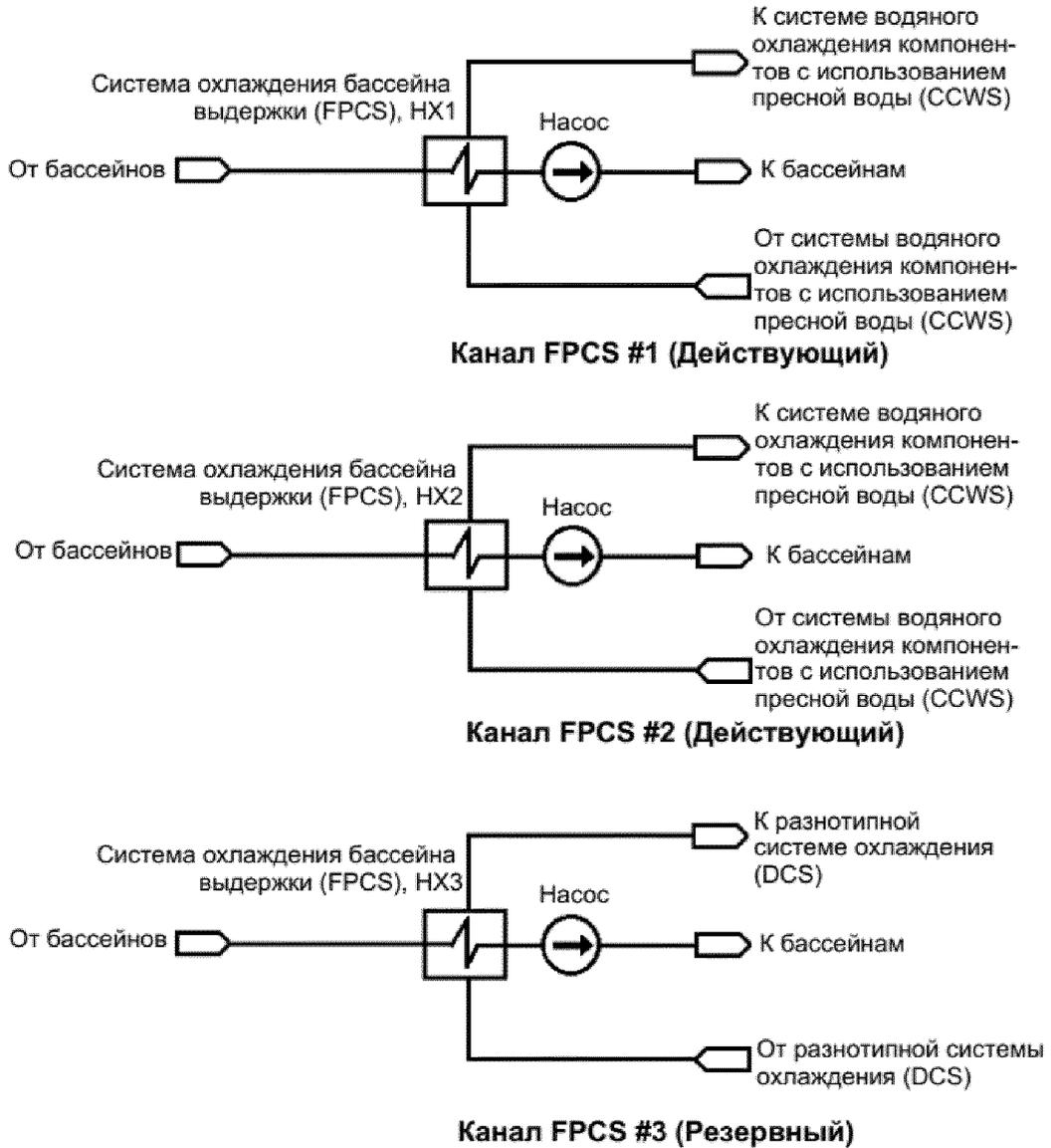
Фиг. 2



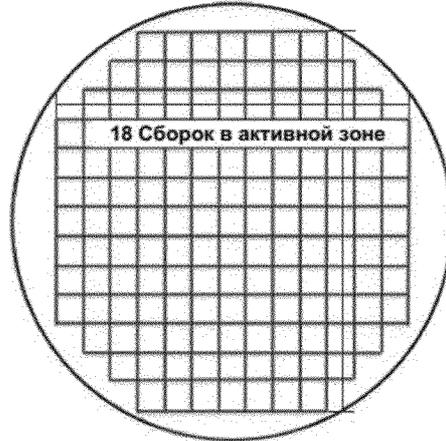
Фиг. 3



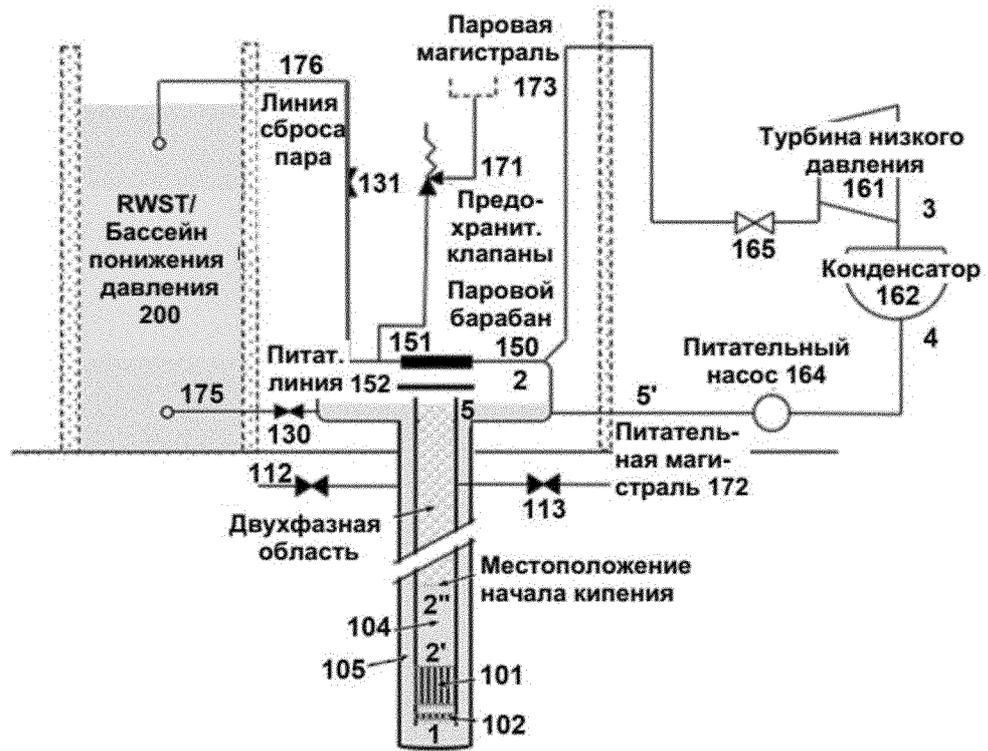
**Фиг. 4**



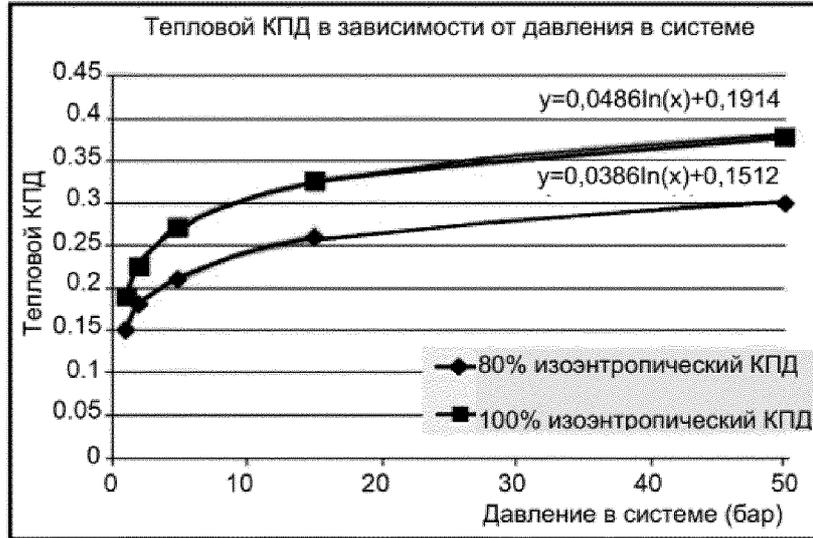
Фиг. 5



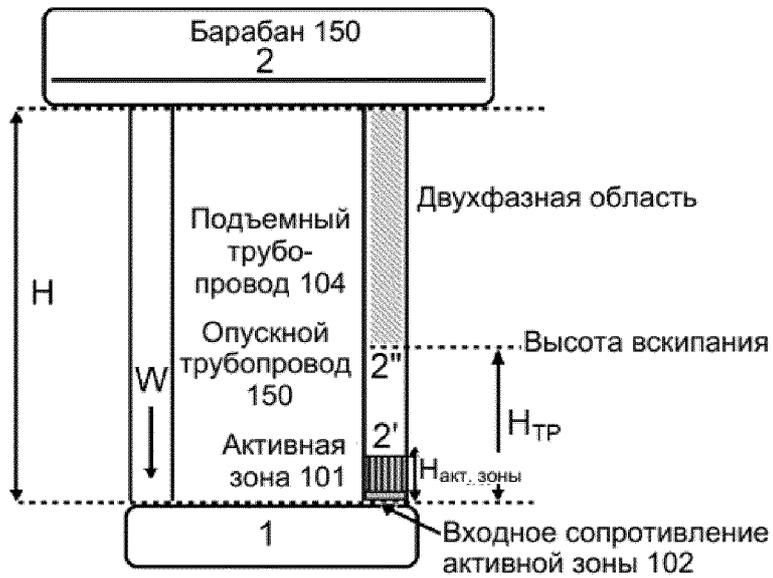
Фиг. 6



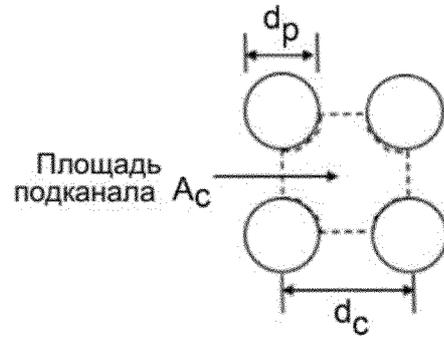
Фиг. 7



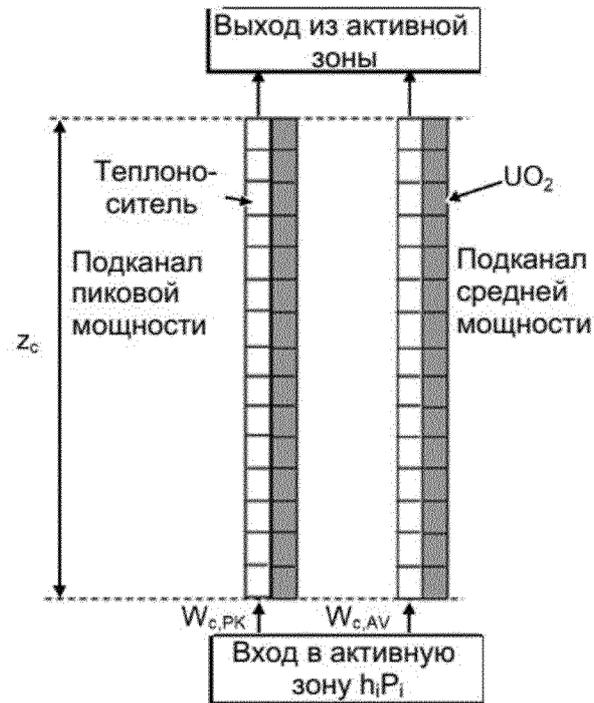
Фиг. 8



Фиг. 9



Фиг. 10



Фиг. 11