

(19)



**Евразийское
патентное
ведомство**

(11) **043572**

(13) **B1**

(12) **ОПИСАНИЕ ИЗОБРЕТЕНИЯ К ЕВРАЗИЙСКОМУ ПАТЕНТУ**

(45) Дата публикации и выдачи патента
2023.06.01

(51) Int. Cl. **G21D 3/00** (2006.01)
G21C 3/04 (2006.01)

(21) Номер заявки
202091268

(22) Дата подачи заявки
2018.12.18

(54) **СПОСОБ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПО МЕНЬШЕЙ МЕРЕ ОДНОЙ ПОРОГОВОЙ ВЕЛИЧИНЫ ПО МЕНЬШЕЙ МЕРЕ ОДНОГО РАБОЧЕГО ПАРАМЕТРА ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА И СООТВЕТСТВУЮЩИЕ КОМПЬЮТЕРНАЯ ПРОГРАММА И ЭЛЕКТРОННАЯ СИСТЕМА**

(31) **17 62391**
(32) **2017.12.18**

(33) **FR**

(43) **2020.11.30**

(86) **PCT/EP2018/085662**

(87) **WO 2019/121791 2019.06.27**

(71)(73) Заявитель и патентовладелец:
ФРАМАТОМ (FR)

(72) Изобретатель:
Андре Пойо Жиль (FR)

(74) Представитель:
Фелицына С.Б. (RU)

(56) US-A-5091139
EP-B1-1556870
US-A1-2009080585
Vincent Bessiron: "AREVA's PCI methodologies for PWR enhanced plant maneuverability", 1 January 2014 (2014-01-01), XP055489395, Retrieved from the Internet: URL:https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:47079965 [retrieved on 2018-07-02], the whole document

(57) Способ (90) для определения по меньшей мере одной пороговой величины по меньшей мере одного рабочего параметра ядерного реактора осуществляется с помощью электронной системы определения и включает следующие стадии: определение (100) первой пороговой величины соответствующего рабочего параметра для работы ядерного реактора при первой мощности; определение (110) второй пороговой величины соответствующего рабочего параметра для работы ядерного реактора при второй мощности; работу реактора при меньшей мощности из указанных первой и второй мощностей, которая продолжается в течение по меньшей мере 8 ч на скользящем 24-часовом диапазоне; кроме того, способ включает стадию определения (120) третьей пороговой величины указанного параметра для работы ядерного реактора при третьей мощности, величина которой находится по величине между первой мощностью и второй мощностью.

B1

043572

043572

B1

Изобретение относится к способу определения по меньшей мере одной пороговой величины по меньшей мере одного рабочего параметра ядерного реактора.

Ядерный реактор содержит активную зону, в которую загружены тепловыделяющие сборки, при этом тепловыделяющие сборки состоят из тепловыделяющих элементов, каждый из которых содержит топливные таблетки для ядерного реактора и оболочку, в которую заключены упомянутые топливные таблетки.

Настоящее изобретение относится также к соответствующим электронным системам определения и к компьютерной программе, содержащей команды, которые при их выполнении компьютером осуществляют указанный способ.

Изобретение, например, применимо к атомным реакторам с водяным охлаждением, независимо от того, используется ли в реакторах вода под давлением или кипящая вода.

Большое количество таких реакторов функционирует в настоящее время во всем мире.

Они могут быть эффективными, в частности, в таких странах, как Франция, где более 50% электрической энергии вырабатывается за счет использования ядерных реакторов, поскольку общая электрическая энергия, поставляемая этими реакторами, изменяется в связи с необходимостью её согласования с потребностями электрической сети, которую они снабжают.

В частности, желательно чтобы ядерные реакторы были способны работать с промежуточной мощностью в течение продолжительного периода времени, когда потребность энергетической сети является низкой, и обычно этот период времени составляет от нескольких дней по меньшей мере до двух месяцев перед возвращением реактора к режиму номинальной мощности. Считается, что рабочая мощность является промежуточной, когда она составляет менее 92% номинальной мощности.

В статье "AREVA NP's PCI methodologies for PWR enhanced plant maneuverability" (L. Daniel et al), опубликованной в конце июня 2016 г., описан способ определения пороговой величины по меньшей мере одного рабочего параметра ядерного реактора, при этом упомянутые пороговые величины ассоциированы с уровнями срабатывания защиты реактора. Известный способ включает определение первого уровня срабатывания защиты, соответствующего первой пороговой величине соответствующего рабочего параметра, для работы реактора при первой мощности, в частности, при номинальной мощности.

С расчетом на длительную работу при промежуточной мощности реактора (режим SOIP) способ, кроме того, включает определение второго уровня срабатывания защиты реактора, соответствующего второй пороговой величине соответствующего рабочего параметра, для работы реактора при второй мощности, в частности, при промежуточной мощности, относящейся к режиму SOIP, иначе говоря, при мощности меньше номинальной мощности, обычно выраженной в виде процента номинальной мощности, обычно в интервале от 10 до 92% номинальной мощности.

Каждый уровень срабатывания защиты реактора или предельная пороговая величина, ассоциированная с соответствующим рабочим параметром, и, в частности, вторая пороговая величина указанного рабочего параметра, ассоциированная в этом примере с режимом SOIP, определяется путем вычисления запаса по взаимодействию топлива с оболочкой (PCI), такого, что полученный запас по PCI остается положительным, несмотря на указанное изменение мощности реактора.

В некоторых случаях может быть необходимым, чтобы реактор работал при низкой мощности в течение сверх продолжительных периодов (сверх-длительный режим SOIP), следующих, например, после периода вынужденного простоя оборудования или утечек во вторичном контуре ядерного реактора, и, в общем, следующего после события, ведущего к ухудшению отвода теплоты и, следовательно, к снижению мощности ядерного реактора.

Задача изобретения заключается в использовании реактора наилучшим образом из его возможностей, при продолжении его работы с самой высокой возможной мощностью.

Для этого, такая работа ядерного реактора не должна вызывать проблему безопасности, в частности, в случае неожиданных переходных периодов, которые могут иметь место, например, в режиме SOIP или в течение короткого времени после возвращения к мощности, реализуемой после длительной эксплуатации при промежуточной мощности.

Одна задача изобретения заключается в решении отмеченной проблемы за счет обеспечения способа определения по меньшей мере одной пороговой величины по меньшей мере одного рабочего параметра ядерного реактора, создавая условия для лучшего использования возможностей реактора, при одновременном сохранении безопасной работы.

В этой связи изобретение относится к способу определения по меньшей мере одной пороговой величины по меньшей мере одного рабочего параметра ядерного реактора, содержащего активную зону, в которую загружены тепловыделяющие сборки, состоящие из тепловыделяющих элементов, каждый из которых содержит топливные таблетки и оболочку, в которую заключены упомянутые таблетки.

Предложенный способ осуществляется с помощью электронной системы определения и включает следующие стадии:

определение первой пороговой величины соответствующего рабочего параметра для работы ядерного реактора при первой мощности;

определение второй пороговой величины соответствующего рабочего параметра для работы ядер-

ного реактора при второй мощности;

работу реактора при более низкой мощности из первой и второй мощностей, которая является работой, продолжающейся в течение по меньшей мере 8 часов на скользящем 24-часовом диапазоне,

при этом способ дополнительно включает стадию определения третьей пороговой величины соответствующего рабочего параметра для работы ядерного реактора при третьей мощности, причем указанная третья мощность соответствует уровню мощности, находящемуся между первой мощностью и второй мощностью.

Способ определения в соответствии с изобретением, таким образом, позволяет определить пороговую величину рабочего параметра по меньшей мере для одного уровня мощности, находящегося между первой мощностью и второй мощностью. Каждая определяемая пороговая величина рабочего параметра ассоциирована с уровнем срабатывания защиты реактора, при этом каждая пороговая величина соответствует фактически уровню, который не может быть перейден, для обеспечения защиты ядерного реактора, иначе говоря, для безопасности его функционирования.

Вычисление по меньшей мере одного такого уровня мощности с определением ассоциированной пороговой величины рабочего параметра и ассоциированного уровня срабатывания защиты позволяет, таким образом, лучше использовать производственные возможности реактора.

Конечно, указанный уровень мощности позволяет улучшить управление изменением мощности с большим запасом безопасности и/или большей возможной продолжительностью работы в режиме SOIP, будь то во время уменьшения мощности, от номинальной мощности до более низкой мощности, ассоциированной с режимом SOIP, другими словами, в режиме ухудшения термомеханического состояния тепловыделяющих элементов, или во время увеличения мощности, от более низкой мощности, ассоциированной с SOIP, до номинальной мощности, иначе говоря, в режиме восстановления термомеханического состояния тепловыделяющих элементов.

Каждая предельная величина соответствующего рабочего параметра, ассоциированная с уровнем срабатывания защиты реактора, определяется, например, путем вычисления запаса по PCI, такого, что запас по PCI остается положительным, несмотря на изменение мощности реактора.

В соответствии с другими полезными аспектами изобретения способ определения включает один или большее количество признаков, взятых по отдельности или в соответствии со всеми технически возможными комбинациями, а именно:

ядерный реактор находится в режиме ухудшения термомеханического состояния тепловыделяющих элементов, и первая мощность больше второй мощности,

при этом первая мощность предпочтительно по существу равна номинальной мощности ядерного реактора, а вторая мощность предпочтительно по существу равна плановой мощности для длительной работы ядерного реактора при промежуточной мощности;

ядерный реактор находится в режиме восстановления термомеханического состояния тепловыделяющих элементов, и первая мощность меньше второй мощности,

при этом первая мощность предпочтительно по существу равна плановой мощности для длительной работы ядерного реактора при промежуточной мощности, а вторая мощность предпочтительно по существу равна номинальной мощности ядерного реактора;

рабочий параметр выбирают из группы, включающей: отклонение температуры в активной зоне, линейную мощность в тепловыделяющих элементах и изменение нейтронного потока в активной зоне;

каждую пороговую величину соответствующего рабочего параметра определяют путем вычисления запаса по PCI;

вычисление запаса по PCI включает следующие подстадии:

ii) моделирование по меньшей мере одного переходного режима работы ядерного реактора,

iii) вычисление величины, достигаемой по меньшей мере одним физическим параметром во время указанного переходного режима по меньшей мере в части оболочки тепловыделяющего элемента, и

iv) вычисление в качестве запаса по PCI отклонения между максимальной величиной, достигаемой указанной величиной, вычисленной на подстадии ii) во время переходного режима, и технологическим пределом тепловыделяющего элемента;

переходный режим, моделируемый на подстадии ii), является переходным режимом, выбранным из группы, включающей:

избыточное увеличение загрузки,

неконтролируемое извлечение по меньшей мере одной группы сборок регулирующих стержней,

падение одной изборок регулирующих стержней, и

неконтролируемое уменьшение концентрации борной кислоты;

упомянутый физический параметр выбирают из группы, включающей: напряжение или параметр, зависящий от напряжения, в оболочке; и плотность энергии деформации в оболочке;

способ, кроме того, включает стадию, которая заключается в работе ядерного реактора с одновременной проверкой того, что величина рабочего параметра ниже соответствующей пороговой величины рабочего параметра из указанных первой, второй и третьей пороговых величин для работы ядерного реактора при соответствующей мощности из указанных первой, второй и третьей мощностей;

во время работы ядерного реактора, после ухудшения термомеханического состояния тепловыделяющих элементов и последующего восстановления термомеханического состояния тепловыделяющих элементов с достижением в результате степени локального выгорания тепловыделяющих элементов, минимальная продолжительность работы ядерного реактора при номинальной мощности перед новым ухудшением термомеханического состояния тепловыделяющих элементов представляет собой такую продолжительность работы, которая соответствует достижению заданного запаса по РСІ, при этом указанный заданный запас по РСІ соответствует, исходя из запаса по РСІ, существующего перед ухудшением термомеханического состояния топливных стержней, запасу по РСІ, который был бы в результате работы реактора с номинальной мощностью до достижения такой же степени локального выгорания; и

каждая пороговая величина соответствующего рабочего параметра является пороговой величиной, ассоциированной с порогом срабатывания защиты реактора, приводящим к иницированию аварийного останова реактора и/или сигнала тревоги.

Изобретение также относится к компьютерной программе, содержащей команды, которые при их выполнении компьютером осуществляют способ определения, охарактеризованный выше.

Изобретение, кроме того, относится к электронной системе определения по меньшей мере одной пороговой величины по меньшей мере одного рабочего параметра ядерного реактора, содержащего активную зону, в которую загружены тепловыделяющие сборки, при этом указанные тепловыделяющие сборки состоят из тепловыделяющих элементов, каждый из которых содержит топливные таблетки и оболочку, в которую заключены упомянутые таблетки. Указанная система содержит:

первый модуль определения, выполненный с возможностью определения первой пороговой величины соответствующего рабочего параметра, для функционирования ядерного реактора при первой мощности;

второй модуль определения, выполненный с возможностью определения второй пороговой величины соответствующего рабочего параметра, для функционирования ядерного реактора при второй мощности;

при этом функционирование при меньшей мощности из указанных первой мощности и второй мощности продолжается в течение по меньшей мере 8 часов на скользком 24-часовом диапазоне; и

третий модуль определения, выполненный с возможностью определения третьей пороговой величины соответствующего рабочего параметра, для функционирования ядерного реактора при третьей мощности, причем третья мощность соответствует уровню мощности и находится между первой мощностью и второй мощностью.

Указанные характерные особенности и преимущества изобретения будут более понятными из нижеследующего описания, которое является лишь не ограничивающим примером осуществления и изложено со ссылками на приложенные чертежи.

Фиг. 1 - схематическое изображение водо-водяного ядерного реактора.

Фиг. 2 - схематический вид сборки тепловыделяющей сборки активной зоны реактора, изображенного на фиг. 1.

Фиг. 3 - схематический вид в продольном разрезе тепловыделяющего элемента сборки, показанной на фиг. 2.

Фиг. 4 - блок-схема электронной системы определения по меньшей мере одной пороговой величины по меньшей мере одного рабочего параметра реактора, представленного на фиг. 1.

Фиг. 5 - блок-схема, отображающая последовательность действий способа определения по меньшей мере одной пороговой величины по меньшей мере одного рабочего параметра реактора, осуществляемого с помощью электронной системы, представленной на фиг. 4.

Фиг. 6 - кривая, иллюстрирующая моделирование подъема мощности, для определения мощности при разрушении оболочки ТВЭЛ и вычисления соответствующего запаса по РСІ согласно одному примеру воплощения.

Фиг. 7-9 - на каждой из этих фигур схематически показан ряд кривых изменения мощности, запаса по РСІ и уровня срабатывания защиты реактора для различных примеров ухудшения термомеханического состояния и/или восстановления термомеханического состояния тепловыделяющих элементов, в зависимости от периода времени, прошедшего с момента перехода к длительной работе при промежуточной мощности.

В последующем описании выражение "по существу равно" определяет близость к равенству в пределах плюс минус 10, предпочтительно в пределах плюс минус 5%.

В последующем описании термин "продолжительность" обычно определяет период времени или промежуток времени между двумя моментами, величина которого соответствует разности между этими двумя моментами.

Таким образом, продолжительность, соответствующая конечному моменту T_f времени, отсчитанному от начального момента T_i , будет соответствовать разности между этими двумя моментами T_i и T_f , другими словами, разности $T_f - T_i$ и будет обозначена указанным образом.

На фиг. 1 представлен ядерный реактор 1, в частности, водо-водяной ядерный реактор, который, как известно, содержит активную зону 2, парогенератор 3, турбину 4, соединенную с электрогенератором 5,

и конденсатор 6.

Ядерный реактор 1 содержит первичный контур 8, снабженный насосом 9, в котором циркулирует вода под давлением по траектории, показанной на фиг. 1 стрелками. Эта вода, в частности, поднимается вверх при прохождении через активную зону 2 и нагревается в активной зоне 2, обеспечивая при этом охлаждение этой зоны.

Первичный контур 8, кроме того, содержит компенсатор 10 давления, позволяющий повышать давление воды, циркулирующей в первичном контуре 8.

Вода первичного контура 8, помимо того, питает парогенератор 3, при прохождении через который охлаждается, обеспечивая при этом испарение воды, циркулирующей во вторичном контуре 12.

Водяной пар, генерируемый в парогенераторе 3, направляется вторичным контуром в турбину 4, и затем, после расширения в турбине, поступает в конденсатор, в котором полученный водяной пар конденсируется за счет косвенного теплообмена с охлаждающей водой, циркулирующей в конденсаторе 6.

Вторичный контур 12 содержит ниже по потоку относительно конденсатора 6 насос 13 и нагреватель 14. Как правило, активная зона содержит тепловыделяющую сборку 16, которая загружена в корпус 18 реактора в соответствии со схемой загрузки топлива. На фиг. 1 показана одна единственная тепловыделяющая сборка 16, но в активной зоне 2 может быть размещено, например, 157 тепловыделяющих сборок 16.

Ядерный реактор 1 содержит кластеры регулирующих стержней 20, которые размещены в корпусе 18 над определенными тепловыделяющими сборками 16. На фиг. 1 показан один кластер 20 регулирующих стержней, но в активной зоне 2 размещено, например, около шестидесяти кластеров 20 регулирующих стержней. Кластеры 20 регулирующих стержней могут перемещаться с помощью механизмов 22 их ввода в тепловыделяющие сборки 16, посредством которых они находятся в подвешенном состоянии.

Обычно каждый кластер 20 регулирующих стержней содержит стержни, по меньшей мере некоторые из которых содержат материал, поглощающий нейтроны.

Таким образом, вертикальное перемещение каждого кластера 20 регулирующих стержней позволяет регулировать реактивность реактора 1 и управлять изменением общей мощности P , получаемой в активной зоне 2, от нулевой мощности до номинальной мощности P_N в зависимости от степени ввода кластера 20 регулирующих стержней в тепловыделяющую сборку 16.

Некоторые из кластеров 20 регулирующих стержней служат для регулирования работы активной зоны 2, имея в виду, например, регулирование мощности или температуры, и называются регулируемыми кластерами. Другие предназначены для останова ядерного реактора 1 и называются кластерами останова реактора.

Кластера 20 регулирующих стержней объединены в группы, исходя из их физико-химических свойств и назначения. Например, для реакторов типа СРУ 900 Мвт (эл.) эти группы именовются G1, G2, N1, N2, R, SA, SB, SC, SD. Группы G1, G2, N1 и N2, называемые силовыми группами, используют параллельными для регулирования мощности, а группу R используют для регулирования температуры. Группы SA, SB, SC и SD используют для останова реактора в случае аварии.

Как показано на фиг. 2, каждая тепловыделяющая сборка 16 традиционно содержит ряд тепловыделяющих элементов 24 и поддерживающий каркас 26 для тепловыделяющих элементов 24. Каркас 26 обычно содержит нижнюю концевую деталь 28, верхнюю концевую деталь и ряд направляющих трубок 31, соединяющих две указанные концевые детали, предназначенных для установки стержней регулирующих кластеров 20 и позиционирования дистанционирующей решетки 32, обеспечивающей заданное расположение рядов из тепловыделяющих элементов 24 и направляющих трубок 31.

Как показано на фиг. 3, каждый тепловыделяющий элемент 24 обычно содержит оболочку 33 в виде трубки, закрытой на нижнем конце нижней заглушкой 34 и на верхнем конце верхней заглушкой 35. Тепловыделяющий элемент 24 содержит ряд топливных таблеток 36, которые уложены в столбик одна на другую в оболочке 33 и опираются на нижнюю заглушку 34. В верхней части оболочки установлена удерживающая пружина 38, которая опирается на верхнюю заглушку 35 и на верхнюю топливную таблетку 36. Обычно топливные таблетки 36 имеют основу из делящегося материала, например, из оксида урана, и оболочку 33 из сплава циркония.

На фиг. 3, отображающей изготовленный тепловыделяющий элемент 24, другими словами, перед облучением, между топливными таблетками 36 и оболочкой 33 существует радиальный зазор J. Это более подробно иллюстрируется увеличенной частью, обведенной окружностью, показанной на фиг. 3 отдельно.

Когда ядерный реактор 1 продолжает функционировать, например, при номинальной мощности P_N , тепловыделяющий элемент 24 будет, в соответствии с используемой в уровне техники термином, кондиционным.

Кондиционное состояние характеризуется по существу смыканием зазора J между топливными таблетками 36 и оболочкой 33 вследствие ползучести металла оболочки 33 и распухания топливных таблеток 36.

Более конкретно, для каждого тепловыделяющего элемента 24 во время облучения можно выделить, например, следующие стадии:

1) под действием разности давления, созданной между внешней стороной (вода первичного контура 8) и внутри тепловыделяющего элемента 24, оболочка 33 постепенно деформируется вследствие ползучести в радиальном направлении внутрь тепловыделяющего элемента 24. При всех других равных условиях, скорость ползучести оболочки 33 является характеристикой составляющего её материала. Кроме того, продукты ядерного деления, основная часть которых остается в топливной таблетке 36, обуславливают вспучивание таблетки 36. В течение этой фазы механические напряжения, действующие на оболочку 33, обусловлены только разностью давления, существующей снаружи и внутри тепловыделяющего элемента 24. При этом механические напряжения в оболочке 33 являются напряжениями сжатия (обычно отрицательными);

2) контакт между топливной таблеткой 36 и оболочкой 33 начинается по истечении промежутка времени, который в значительной степени зависит от локальных условий облучения (мощность, нейтронный поток, температура и т.д.) и материала оболочки 33. В действительности, контакт устанавливается постепенно в период, который начинается со слабого контакта, после чего устанавливается плотный контакт. Повышенное контактное давление, которое оказывает таблетка 36 на внутреннюю поверхность оболочки 33, приводит к инверсии напряжений в оболочке 33, которые становятся положительными, и в результате оболочка 33 будет находиться под действием растягивающего усилия;

3) распухание топливной таблетки 36 продолжается, и таблетка 36 деформирует оболочку 33 в направлении наружу относительно тепловыделяющего элемента 24. В установившемся стационарном состоянии такое расширение происходит достаточно медленно для релаксации материала оболочки 33, что обеспечивает равновесие сил, действующих на оболочку 33. Анализ показывает, что при этих условиях уровень напряжений растяжения является умеренным (несколько десятков МПа), и не существует какой-либо опасности в отношении целостности оболочки 33.

Несмотря на отсутствие опасности разрушения оболочки 33 в стационарном состоянии благодаря термомеханическому равновесию в оболочке 33 при достаточно низком уровне напряжений, такая опасность сразу появляется при значительном изменении тепловой мощности, вырабатываемой тепловыделяющим элементом 24.

Конечно, увеличение мощности приводит к повышению температуры топливных таблеток 36, содержащихся в тепловыделяющем элементе 24, и за счет передачи тепла теплопроводностью происходит увеличение температуры оболочки 33 тепловыделяющего элемента 24. Благодаря различию механических характеристик (коэффициента термического расширения и модуля Янга) и разности температур между топливной таблеткой 36 из делящегося материала и оболочкой 33, изготовленной из сплава циркония, топливная таблетка 36 будет расширяться в большей степени, чем оболочка 33, и, следовательно, будет деформировать последнюю.

Кроме того, работа реактора при промежуточной мощности в течение нескольких дней приводит к ухудшению состояния тепловыделяющих элементов 24. Для участков тепловыделяющих элементов 24, на которых контакт между оболочкой 33 и топливными таблетками 36 отсутствует, радиальный зазор J увеличивается. Что касается участков тепловыделяющих элементов 24, на которых зазор J был перекрыт, то этот зазор J может быть снова образован. В случае наличия зазора J, за счет действия давления возобновляется ползучесть при сжатии оболочки 33. Это приводит к повышению уровней напряжения в оболочке 33, когда происходит неожиданное локальное увеличение мощности.

Кроме того, присутствие коррозионно-активных продуктов деления, таких как йод, в зазоре между оболочкой 33 и топливной таблеткой 36 создает условия, способствующие коррозии под напряжением. При этом деформация, которая накладывается топливной таблеткой 36 на оболочку 33 во время упомянутого неожиданного локального увеличения мощности, может привести к разрушению оболочки 33 вследствие коррозии под напряжением за счет присутствия йода в ситуации взаимодействия топлива и оболочки (ситуации PCI).

Однако такой разрыв оболочки 33 является недопустимым по причинам безопасности, поскольку может привести к утечке продуктов деления в первичный контур 8.

Переходные процессы мощности могут происходить во время нормальной работы ядерного реактора 1, т.е. в так называемых ситуациях категории 1. Конечно, изменения мощности могут быть необходимыми, в частности, для адаптации к потребностям в электрической энергии электрической сети, которую питает генератор 5. Переходные процессы мощности могут происходить также в так называемых аварийных ситуациях категории 2, в частности, в случае избыточного увеличения загрузки, неконтролируемого извлечения кластера (кластеров) 20 регулирующих стержней, уменьшения концентрации борной кислоты или не выявленного падения сборок регулирующих стержней 20 в активную зону.

Начиная от состояния баланса запасов, достигнутых при нормальной работе, допустимая продолжительность работы и промежуточная мощность определяются так, чтобы гарантировать отсутствие разрыва оболочки 33 при взаимодействии топлива и оболочки, происходящем в активной зоне 2 в случае переходного режима по мощности категории 2, называемого также переходным режимом по мощности класса 2.

Для того чтобы гарантировать целостность тепловыделяющих элементов 24 при взаимодействии топлива и оболочки, согласно изобретению предлагается определить первую пороговую величину соот-

ветствующего рабочего параметра для работы при первой мощности P1 реактора, вторую пороговую величину соответствующего рабочего параметра для работы при второй мощности P2 реактора и третью пороговую величину соответствующего рабочего параметра для работы при третьей мощности P3 реактора, находящуюся между первой мощностью P1 и второй мощностью P2.

Каждая пороговая величина соответствующего рабочего параметра предварительно определяется путем вычисления имеющегося запаса в отношении опасности разрушения оболочки 33 при взаимодействии топлива и оболочки (PCI), и этот запас называется запасом по PCI.

Каждый запас по PCI является отклонением характерного параметра ядерного реактора 1, т.е. показателем "дельта" указанного характерного параметра ядерного реактора 1, и это отклонение является результатом учета опасности разрушения оболочки 33 в результате взаимодействия топлива и оболочки.

Каждый запас по PCI выбирают, например, из группы, включающей запас по мощности и запас по термомеханическому параметру, ассоциированному с оболочкой 33. Характерный параметр ядерного реактора 1, отклонение или показатель "дельта" которого определяют для вычисления запаса по PCI, представляет собой, следовательно, локальную мощность или термомеханический параметр, ассоциированный с оболочкой 33. При необходимости, запас по PCI преобразуется затем в другой параметр, например, в продолжительность работы ядерного реактора 1 при промежуточной мощности.

Специалисту в данной области техники будет понятно, что в случае отрицательного запаса по PCI, чем меньше абсолютная величина запаса по PCI, тем меньше вероятность разрыва оболочки 33, и тогда, если запас по PCI становится нулевым или положительным, вероятность разрыва оболочки 33 равна нулю.

Для определения первой, второй и третьей пороговых величин соответствующего рабочего параметра используется, например, электронная система 40, в частности, система с компьютером, подобная представленной на фиг. 4, для определения по меньшей мере одной пороговой величины по меньшей мере одного рабочего параметра ядерного реактора 1.

Система 40 определения содержит первый модуль 42 определения, способный определять первую пороговую величину соответствующего рабочего параметра для работы реактора при первой мощности P1.

Система 40 определения содержит также второй модуль 44 определения, способный определять вторую пороговую величину соответствующего рабочего параметра для работы реактора при второй мощности P2.

Работа реактора при меньшей мощности из указанных первой мощности P1 и второй мощности P2 является работой продолжительностью в течение по меньшей мере 8 часов, например, на 24-часовом скользком диапазоне, также называемой режимом SOIP, т.е. режимом длительной работы при промежуточной мощности. Продолжительность указанной длительной работы при промежуточной мощности может достигать нескольких дней или даже нескольких недель или месяцев.

Система 40 определения содержит третий модуль 46 определения, способный определить третью пороговую величину соответствующего рабочего параметра для работы реактора при третьей мощности P3, при этом величина третьей мощности P3 находится между первой мощностью P1 и второй мощностью P2.

В примере на фиг. 4 система 40 определения содержит блок 50 обработки информации, например, укомплектованный запоминающим устройством 52 и процессором 54, связанным с запоминающим устройством 52. В этом примере упомянутый блок обработки также содержит средство 56 ввода/вывода данных и, по усмотрению, экран 58 устройства отображения.

В примере, иллюстрируемом на фиг. 4, первый модуль 42 определения, второй модуль 44 определения и третий модуль 46 определения выполнены каждый в виде компьютерной программы, выполняемой процессором 54. Запоминающее устройство 52 блока 50 обработки информации способно накапливать и хранить первую программу определения, созданную с возможностью определения первой пороговой величины соответствующего рабочего параметра для работы ядерного реактора 1 при первой мощности P1, вторую программу определения, созданную с возможностью определения второй пороговой величины соответствующего параметра работы для работы ядерного реактора 1 при второй мощности P2, третью программу определения, созданную с возможностью определения третьей пороговой величины соответствующего параметра работы для работы ядерного реактора 1 при третьей мощности P3. Процессор 54 блока 50 обработки информации, таким образом, способен выполнять первую программу определения, вторую программу определения и третью программу определения.

Согласно одному варианту (не показан) первый модуль 42 определения, второй модуль 44 определения и третий модуль 46 определения выполнены каждый в виде программируемой логической схемы, например, FPGA (программируемая логическая интегральная схема) или в виде специализированной интегральной схемы, такой как ASIC (интегральная схема специального назначения).

Каждый модуль 42, 44, 46 определения способен определять соответствующую пороговую величину рабочего параметра посредством вычисления запаса по PCI, в частности, так, что этот запас всегда остается положительным, в частности, после изменения мощности реактора. Каждый модуль 42, 44, 46 определения выполнен, например, с возможностью определять каждую соответствующую пороговую

величину рабочего параметра, ассоциированную с уровнем срабатывания защиты реактора, посредством вычисления для соответствующей мощности реактора величины указанного параметра, соответствующей предварительно установленной величине запаса по PCI. Упомянутая предварительно установленная величина запаса по PCI является положительной величиной, при этом она относительно близка к нулю, или даже равна нулю, чтобы обеспечить длительную работу при указанной соответствующей мощности реактора. Предварительно установленная величина запаса по PCI, например, по существу равна 0,05 МПа, если запас PCI выражен в виде плотности энергии деформации и, в случае использования, запас определяют методом, называемым RPM, соответствующим первому методу вычисления запаса по PCI, описанному ниже. В одном варианте предварительно установленная величина запаса по PCI по существу равна 5 Вт/см, если запас по PCI выражен в виде мощности при разрыве, и, если применяется, определяется по методу, называемому мощностью при разрушении, соответствующего второму методу вычисления запаса по PCI, описанному ниже. Специалисту в данной области техники будет также понятно, что каждая из предварительно установленных величин запаса по PCI может быть преобразована в запас по продолжительности установленного режима SOIP, например, по существу равный 5 дней в случае рассмотренных выше примеров.

Рабочий параметр, собирают, например, из следующей группы: отклонение температуры ΔT в активной зоне 2, линейная мощность P_{lin} в тепловыделяющих элементах 24 и изменение нейтронного потока $d\Phi/dt$ в активной зоне 2.

Рабочий параметр, принятый во внимание, например, зависит от типа системы защиты реактора (например, аналоговая/цифровая) и рассматриваемого неожиданного переходного процесса. Например, авария системы охлаждения будет соответствовать параметру ΔT , опусканию одного из кластеров регулирующих стержней, параметру $d\Phi/dt$ и т.п.

Каждый модуль 42, 44, 46 определения выполнен способным вычислить указанный запас по PCI, например, в соответствии с первым методом, в частности, методом RPM (метод восстановленного PCI), описанный, например, в патентном документе EP1556870 B1.

Каждый модуль 42, 44, 46 определения в соответствии с рассматриваемым примером, способен моделировать по меньшей мере один переходный режим эксплуатации ядерного реактора 1, вычислять величину, достигаемую физическим параметром G во время переходного режима эксплуатации по меньшей мере в одной части оболочки 33 тепловыделяющего элемента 24, и определять в качестве запаса по PCI отклонение между максимальной величиной, достигаемой указанной вычисленной величиной во время переходного режима, и технологическим пределом для тепловыделяющего элемента 24. В этом методе связывают нейтронные вычисления (моделирование переходного процесса по мощности) и термомеханические (вычисление физического параметра G оболочки 33). Физическим параметром G является, например, окружное напряжение σ_θ или радиальное напряжение σ_r в оболочке 33. В качестве альтернативы, физическим параметром G является величина, зависящая от напряжения (напряжений), например, разности между окружным напряжением σ_θ и радиальным напряжением σ_r . Кроме того, в качестве альтернативы физическим параметром G может быть плотность энергии деформации DED в оболочке 33.

Переходный режим, моделируемый модулями 42, 44, 46 определения, предпочтительно представляет собой переходный режим, выбранный из группы, включающей: избыточное увеличение загрузки, неконтролируемое извлечение по меньшей мере одной группы кластеров 20 регулирующих стержней, падение одного из кластеров 20 регулирующих стержней, неконтролируемое уменьшение концентрации борной кислоты.

Избыточное увеличение загрузки соответствует быстрому увеличению расхода водяного пара в парогенераторе 3. Такое увеличение приводит к нарушению баланса между тепловой мощностью активной зоны 2 и загрузкой парогенератора 3. Нарушение этого баланса приводит к охлаждению первичного контура 8. Благодаря эффекту замедления и/или регулирования средней температуры в активной зоне 2 с использованием группы кластеров 20 регулирующих стержней, реактивность и, следовательно, нейтронный поток в активной зоне 2 увеличиваются.

Неконтролируемое извлечение групп кластеров 20 регулирующих стержней во время работы реактора приводит к неконтролируемому повышению реактивности. В результате быстро увеличиваются общая мощность P реактора и тепловой поток в активной зоне 2. До момента открытия выпускного клапана или клапана сброса давления во вторичном контуре 12 отвод теплоты в парогенераторе 3 увеличивается в меньшей степени, чем мощность, выделявшаяся в первичном контуре 8. Это приводит к повышению температуры и давления воды в первичном контуре 8. Для моделирования этого переходного режима допускается извлечение групп кластеров регулирующих стержней с максимальной скоростью, например, 72 шага/мин для определенных типов водо-водяных энергетических реакторов, вплоть до полного извлечения рассматриваемой здесь группы кластеров 20 регулирующих стержней.

Если один или несколько кластеров 20 регулирующих элементов падает в активную зону 2, происходит немедленное уменьшение реактивности и общей мощности P в активной зоне 2. При отсутствии действия защиты энергетический дисбаланс, созданный в первичном контуре 8 и вторичном контуре 12,

приводит к падению входной температуры воды в активной зоне 2, а также к увеличению ядерной энергии за счет обратных процессов, например, вследствие эффекта доплера и регулирования температуры до тех пор, пока не будет достигнута новая точка равновесия между первичным контуром 8 и вторичным контуром 12. Присутствие в активной зоне 2 ядерного реактора 1 кластера (кластеров) 20 регулирующих элементов, вследствие падения, обуславливает нарушение распределения тепловой мощности в радиальном направлении, в то время как извлечение из активной зоны группы регулирующих элементов приводит к изменению тепловой мощности в осевом направлении.

Неконтролируемое уменьшение концентрации борной кислоты приводит к уменьшению концентрации бора в воде первичного контура 8 ядерного реактора 1 вследствие нарушения работы системы ядерного реактора. Это обуславливает повышение реактивности, что приводит к локальному увеличению линейной мощности в активной зоне 2.

Технологический предел для тепловыделяющих элементов 24 устанавливается по величине, достигаемой физическим параметром G оболочки во время экспериментов по подъему мощности, осуществляемому в испытательных реакторах на сегментах тепловыделяющих элементов, характерных для тепловыделяющих элементов 24 и предварительно облученных в ядерном реакторе и имеющих различные степени выгорания. Технологический предел для физического параметра G соответствует минимальной величине физического параметра G из величин, достигаемых во время экспериментальных опытов. Ниже этого предела никакое разрушение тепловыделяющего элемента 24 в результате взаимодействия топлива с оболочкой не предполагается. Выше, вероятность разрушения оболочки 33 из-за взаимодействия топлива с оболочкой не является нулевой.

В одном варианте каждый модуль 42, 44, 46 определения способен вычислять указанный запас по PCI с использованием второго метода, который отличается от первого метода, в частности, используется метод, называемый методом мощности при разрыве и обозначаемый как метод P_{rupt} .

В соответствии с этим вариантом каждый модуль 42, 44, 46 определения, для каждой тепловыделяющей сборки 16, сконфигурирован для моделирования изменения режима работы ядерного реактора 1 путем применения подъема ядерной мощности к каждому тепловыделяющему элементу 24, начиная от нулевой мощности, для вычисления величин, достигаемых физическим параметром G локально в каждой оболочке 33 каждого тепловыделяющего элемента 24, находящегося в активной зоне 2, и для определения, в соответствующем случае, мощности при локальном разрыве, равной мощности, ассоциированной с локальной величиной физического параметра G , когда эта величина достигает технологического предела. Если технологический предел не достигается, мощность при локальном разрыве в рассматриваемой точке является бесконечной. Во втором методе моделируемый подъем мощности является теоретическим подъемом, независимым от нейтронных исследований, и термомеханические вычисления, таким образом, не связаны с нейтронными расчетами.

Согласно этому варианту, отображенному в примере на фиг. 6, после уровня А по существу постоянной мощности к каждой осевой ячейке каждого тепловыделяющего элемента 24 применяется подъем мощности В, начиная от нулевой мощности. В примере на фиг. 6 подъем мощности В представляет собой линейный подъем мощности, а физическим параметром G является плотность энергии деформации DED в оболочке 33, и мощность P_{lin_rupt} при разрушении оболочки соответствует, таким образом, максимальной величине плотности энергии деформации DEDmax, т.е. величине плотности энергии деформации, достигаемой в момент разрушения оболочки 33.

Оценочная максимальная мощность представляет собой, например, огибающую мощность в любой точке активной зоны 2 и учитывает все ограничивающие переходные режимы. Оценочная максимальная мощность, в частности, учитывает переходные режимы мощности, которые могут иметь место в аварийных ситуациях так называемой категории 2.

Специалисту в данной области техники будет, таким образом, понятно, что в рассмотренном выше примере каждый модуль 42, 44, 46 определения выполнен с возможностью вычисления запаса по PCI, безразлично, в соответствии с первым методом, называемым методом восстановленного PCI, или в соответствии со вторым методом, называемым методом мощности при разрыве.

Специалисту в данной области техники будет также понятно, что для определения первой, второй и третьей последовательных пороговых величин для соответствующего рабочего параметра, первый, второй и третий модули 42, 44, 46 определения предпочтительно выполнены с возможностью вычисления соответствующего запаса по PCI, используя один и тот же метод из указанных первого метода и второго метода.

Специалисту в данной области техники будет также понятно, что первый, второй и третий модули 42, 44, 46 определения предпочтительно могут быть выполнены в виде одного единственного модуля определения, способного вычислять каждую из первой, второй и третьей последовательных пороговых величин соответствующего рабочего параметра. В соответствии с предпочтительным примером воплощения специального модуля определения выполнен в виде компьютерной программы, выполняемой компьютером 54, или в виде программируемой логической схемы, такой как FPGA (программируемая логическая интегральная схема) или в виде специализированной интегральной схемы, такой как ASIC (интегральная схема специального назначения).

Кроме того, следует отметить, что система 40 определения в соответствии с изобретением способна учитывать плановый запас M_1 по PCI после ухудшения термомеханического состояния и последующего восстановления термомеханического состояния тепловыделяющих элементов 24, который меньше запаса M_0 по PCI, учитываемого перед ухудшением термомеханического состояния тепловыделяющих элементов 24, как показано на фиг. 8 и 9, где $M_1 < M_0$. Это позволяет учитывать тот факт, что при всех других равных условиях, запас по PCI во время цикла облучения несколько уменьшается, в связи со степенью выгорания.

Плановый запас M_1 по PCI, который учитывают после ухудшения термомеханического состояния с последующим восстановлением термомеханического состояния тепловыделяющих элементов 24, обуславливающий степень локального выгорания тепловыделяющих элементов, соответствует, при начале от запаса M_0 PCI, существующего перед ухудшением термодинамического состояния тепловыделяющих элементов 24, величине запаса PCI, которая может быть получена в результате работы реактора 1 с номинальной мощностью PN до достижения такой же степени локального выгорания.

Функционирование системы 40 определения согласно изобретению далее будет описано более подробно в соответствии с фиг. 5, на которой представлена блок-схема, отображающая последовательность действий способа 90 определения в соответствии с изобретением, а также фиг. 7-9, каждая из которых отображает ряд кривых изменения мощности по времени, в зависимости от запаса по PCI и порога срабатывания защиты для различных примеров ухудшения и/или восстановления состояния тепловыделяющих элементов 24.

Во время первой стадии 100 система 40 определения вычисляет, с помощью первого модуля 42 определения, первую пороговую величину соответствующего рабочего параметра, ассоциированную с первой пороговой величиной срабатывания защиты при работе ядерного реактора 1 при первой мощности P1.

В примере с ухудшением состояния на фиг. 7 первая мощность P1 представляет собой номинальную мощность PN ядерного реактора 1, при этом мощность P первоначально по существу равна 100% PN. Первый определяемый порог срабатывания защиты является, таким образом, порогом S100, соответствующим работе реактора при 100% PN.

Фиг. 8 и 9 по существу иллюстрируют примеры восстановления термомеханического состояния, и рассматриваемая первая мощность P1 является промежуточной мощностью, в частности, промежуточная мощность равна 50% от PN. Определяемый первый порог срабатывания защиты является, таким образом, порогом S50, соответствующим работе реактора при 50% PN.

Система определения 40 вычисляет затем, при осуществлении следующей стадии 110 и с помощью второго модуля 44 определения, вторую пороговую величину соответствующего рабочего параметра, ассоциированную со второй пороговой величиной срабатывания защиты при работе ядерного реактора 1 со второй мощностью P2.

В примере ухудшения состояния на фиг. 7 вторая мощность P2 представляет собой промежуточную мощность ядерного реактора 1, в частности, промежуточную мощность равную 30% PN.

В примере восстановления термомеханического состояния на фиг. 8 и 9 вторая мощность P2 представляет собой номинальную мощность PN ядерного реактора 1, как показано плановой мощностью P, равной 100% PN. Определяемая вторая пороговая величина срабатывания защиты является порогом S100, соответствующим работе реактора при 100% PN.

Наконец, после указанных действий система определения 40 вычисляет, при осуществлении следующей стадии 120 и посредством третьего модуля 46 определения, третью пороговую величину соответствующего рабочего параметра, ассоциированную с третьей пороговой величиной срабатывания защиты, для работы ядерного реактора 1 при третьей мощности P3 реактора, при этом третья мощность P3 находится между первой мощностью P1 и второй мощностью P2.

Другими словами, третья пороговая величина рабочего параметра, ассоциированная с третьим порогом защиты, соответствует уровню мощности между первой мощности P1 и второй мощностью P2.

Кроме того, способ в соответствии с изобретением дополнительно включает стадию, не показанную на фиг. 5, которая заключается в работе ядерного реактора 1, в процессе которой проверяется, остается ли величина рабочего параметра ΔT , P_{lim} , Φ меньше, чем соответствующая пороговая величина рабочего параметра из первой, второй и третьей пороговых величин, которые определены при проведении предшествующих стадий 100, 110, 120 работы ядерного реактора 1 при соответствующей мощности из первой, второй и третьей мощностей P1, P2 и P3.

На практике, в случае уменьшения мощности ядерного реактора 1 мощность ядерного реактора 1 будет сразу изменена, перед вторичной адаптацией порога срабатывания защиты к этому изменению мощности, в зависимости от соответствующей пороговой величины рабочего параметра, вычисленного с помощью системы 40 определения в соответствии с изобретением.

С другой стороны, в случае уменьшения мощности ядерного реактора 1 пороговая величина срабатывания защиты предварительно приводится в соответствие с этим изменением мощности ядерного реактора 1.

Для упрощения чертежей небольшие смещения по времени на фиг. 7 и 9 не показаны.

В примерах с ухудшением термомеханического состояния, представленных на фиг. 7, уровень мощности между первой мощностью P1 и второй мощностью P2 является промежуточной мощностью, составляющей 50% PN. Определяемый третий порог срабатывания защиты является, таким образом, порогом S50, соответствующим функционированию при уровне мощности, равном 50% PN.

В примерах с восстановлением состояния, представленных на фиг. 8, уровень мощности между первой мощностью P1 и второй мощностью P2 является промежуточной мощностью, составляющей 85% PN. Определяемый третий порог защиты является, таким образом, порогом S85, соответствующим функционированию при уровне мощности, равном 85% PN.

Пример с восстановлением термомеханического состояния, иллюстрируемый на фиг. 9, соответствует случаю с двумя последовательными промежуточными уровнями мощности, а именно, первый уровень мощности - между первой мощностью P1 и второй мощностью P2 - является промежуточной мощностью, равной 85% PN, а второй уровень мощности - между первой мощностью P1 и второй мощностью P2 - является второй промежуточной мощностью, равной 90 % PN. Определяются две трети пороговые величины срабатывания защиты, ассоциированные с двумя третьими пороговыми величинами рабочего параметра: третий порог срабатывания защиты, являющийся порогом S85, соответствующим функционированию при первом промежуточном уровне мощности, равном 85% PN, и другой третий порог срабатывания защиты, являющийся порогом S90, соответствующим функционированию при втором промежуточном уровне мощности, равном 90%PN.

В отношении фиг. 8 и 9 следует также отметить, что плановый запас M1 по PCI, принятый во внимание системой 40 определения после ухудшения термомеханического состояния тепловыделяющих элементов 24, за которым следует восстановление термомеханического состояния тепловыделяющих элементов 24, по величине немного меньше запаса Mo по PCI, существующего перед ухудшением термомеханического состояния тепловыделяющих элементов 24, из-за уменьшения, при всех других равных условиях, запаса по PCI в связи со степенью выгорания.

Ниже будет более подробно описана работа ядерного реактора 1 в каждом из примеров, иллюстрируемых на фиг. 7-9.

На фиг. 7, в момент T_0 цикла облучения, мощность ядерного реактора 1 уменьшается от номинальной величины мощности PN до промежуточной пороговой величины, равной в иллюстрируемом примере 50% PN. Запас по PCI, существующий в момент T_0 цикла, обозначенный Mo, сначала расходуется в соответствии с наклоном tr_{S100} . Для удобства наклоны графических зависимостей tr и tr' на фиг. 7, 8 и 9 показаны линейными. В действительности, наклоны tr и tr' имеют более сложную аналитическую формулу и, например, соответствуют кривой инверсного экспоненциального типа: e^{-t} для tr и $1-e^{-t}$ для tr' , где t обозначает время. Согласно одному варианту эти кривые аппроксимируются рядом линейных отрезков.

Максимальная продолжительность работы при таких условиях, соответствующая моменту времени DA_0 за вычетом T_0 , другими словами, $DA_0 - T_0$, позволяет во всех случаях сохранять положительный остаточный запас $Mres_{100}$ по PCI. Конечно, пороговые величины срабатывания защиты ядерного реактора 1 являются монотонно возрастающими функциями от мощности P ядерного реактора 1.

Новый запас M', видимый на фиг. 7, во время изменения пороговых величин срабатывания защиты от S_{100} до S_{50} , в свою очередь, расходуется в соответствии с новым наклоном tr_{S50} . При этом уровне промежуточной мощности, 50% PN, максимальная продолжительность работы, соответствующая промежуточному моменту времени DI, удваивается, что позволяет всё время сохранять положительный остаточный запас $Mres_{50}$ по PCI, и использование следующих пороговых величин срабатывания защиты S_{30} позволяет восстановить запас по PCI с новым запасом M".

Упомянутый новый запас M", показанный на фиг. 7, во время изменения пороговых величин срабатывания защиты от S_{50} до S_{30} , в свою очередь, расходуется в соответствии с новым наклоном tr_{S30} до достижения другой промежуточной текущей величины DI', соответствующей концу режима SOIP в этом примере и для которого величина остаточного запаса $Mres_{30}$ по PCI сохраняется больше нуля.

Специалист в данной области техники обратит внимание на то, что определение третьей пороговой величины указанного соответствующего рабочего параметра соответствует пороговой величине защиты S_{50} для уровня промежуточной мощности равного 50% PN, прежде всего позволяет иметь большую остаточную величину запаса по PCI, в то же время дополнительно имея часть режима SOIP, реализованного при третьей мощности P3, здесь равной 50% PN, которая больше конечной промежуточной мощности, при этом вторая мощность P2 равна 30% PN.

Фиг. 8 прежде всего иллюстрирует ухудшение термомеханического состояния, подобное иллюстрируемому на фиг. 7, но при отсутствии промежуточного уровня мощности во время этого ухудшения, при этом режим SOIP осуществляется только при 50% PN. После такого ухудшения, происходящего на исходе режима SOIP, происходит восстановление термомеханического состояния, при этом конец режима SOIP соответствует промежуточному моменту времени DI.

Фиг. 8 иллюстрирует осуществление изобретения во время ухудшения термомеханического состояния тепловыделяющих элементов 24 от промежуточного момента времени DI. Использование, во время этого ухудшения, промежуточного уровня при третьей мощности P3 равной 85% PN, находящейся между первой мощностью P1, равной в данном случае 50% PN, и второй мощности P2, равной 100% PN, по-

звонит осуществить восстановление термомеханического состояния при много более безопасных условиях работы. Конечно, непосредственное возвращение к уровню 100% PN после периода осуществления режима SOIP, соответствующего моменту DI, другими словами, DI-To, может создать запас по PCI, который в гипотетической возможной ситуации класса 2 временно становится отрицательным до достижения точки C_{100} , соответствующей нижнему концу кривой t_{S100} на фиг. 8, и запас по PCI в этих условиях становится положительным не ранее чем в момент R1, который определяет первый уровень восстановления термомеханического состояния перед возможным возвращением к номинальной мощности PN.

Максимальная величина промежуточного уровня мощности, в частности, 85% PN в примере на фиг. 8, определяется так, чтобы иметь положительный запас по PCI, соответствующий остаточному запасу M_{res85} по PCI, в начале восстановления состояния тепловыделяющих элементов (промежуточный момент DI). От этой минимальной величины запас M_{res85} по PCI затем восстанавливается в соответствии с наклоном tr'_{S85} . Пороговая величина срабатывания защиты реактора возрастает до величины, ассоциированной с уровнем промежуточной мощности, в частности, S_{85} в примере на фиг. 8. В момент R1 ядерный реактор 1 используют вновь при номинальной мощности PN, при этом на фиг. 8 мощность P соответствует 100% PN при соответствующей пороговой величине для срабатывания защиты S_{100} .

Ориентируясь на дополнительную оптимизацию увеличения номинальной мощности PN во время восстановления термомеханического состояния тепловыделяющих элементов 24 от промежуточного момента DI, специалист в данной области техники обратит внимание на то, что система 40 определения в соответствии с изобретением позволяет также определить несколько уровней промежуточной мощности, иначе говоря, несколько третьих мощностей P3 с отдельными и последовательно возрастающими величинами, между первой мощностью P1 и второй мощностью P2, как показано на фиг. 9, с первым промежуточным уровнем 85% PN и ассоциированной пороговой величиной срабатывания защиты S_{85} , и последующим вторым промежуточным уровнем 90% PN и ассоциированной пороговой величиной для срабатывания защиты S_{90} от момента R1. На фиг. 9 от момента R2 ядерный реактор 1 используют вновь при номинальной мощности PN с соответствующей пороговой величиной срабатывания защиты S_{100} .

Подобным образом, специалисту будет понятно, что для дополнительной оптимизации уменьшения мощности в направлении минимальной промежуточной мощности в период ухудшения термомеханического состояния тепловыделяющих элементов 24 от момента To, система 40 определения в соответствии с изобретением также позволяет определить несколько уровней промежуточной мощности, другими словами, несколько третьих мощностей P3 с отдельными и последовательно уменьшающимися величинами, между первой мощностью P1, соответствующей номинальной мощности PN, и второй мощностью P2, соответствующей минимальной промежуточной мощности в конце режима SOIP.

Кроме того, когда ядерный реактор 1 вновь работает при номинальной мощности PN, в конце восстановления термомеханического состояния тепловыделяющих элементов 24, если новый режим SOIP должен быть реализован во время того же цикла облучения, период эксплуатации при 100% PN предпочтительно необходим для гарантирования запаса по PCI, эквивалентного запасу по PCI, который может быть получен в результате работы без режима SOIP. Продолжительность этого эксплуатационного периода при 100% PN, например, по самым скромным подсчетам больше или равна продолжительности режима SOIP, или в оптимальном варианте равна продолжительности, соответствующей моменту DM, при котором достигнут запас M1, отсчитываемому от момента возвращения к номинальной мощности PN, иначе говоря, DM - R₁ в примере на фиг. 8, или DM - R₂ в примере на фиг. 9.

Таким образом, способ 90 определения и система 40 определения в соответствии с изобретением позволяют, помимо определения первой и второй пороговых величин рабочего параметра, определить третью пороговую величину этого соответствующего рабочего параметра для работы ядерного реактора 1 при третьей мощности P3, находящейся между первой мощностью P1 и второй мощностью P2, другими словами, промежуточную пороговую величину срабатывания защиты, в сущности для повышения безопасности работы реактора, при этом остаточный запас по PCI, соответствующий этому уровню промежуточной мощности и ассоциированная пороговая величина срабатывания защиты в этом случае больше, чем если бы ядерный реактор работал непосредственно при второй мощности P2.

Как было показано выше, имея в виду фиг. 7-9, повышенная безопасность функционирования реактора проверяется, как во время ухудшения термомеханического состояния тепловыделяющих элементов 24, когда вторая мощность P2 соответствует минимальной промежуточной мощности, так и во время восстановления состояния тепловыделяющих элементов 24, когда вторая мощность P2 соответствует номинальному значению мощности PN.

Метод 90 определения и система 40 определения в соответствии с изобретением позволяют, таким образом, оператору лучше согласовать управление ядерным топливным циклом (учет и контроль топлива в активной зоне) и маневренность ядерного реактора 1 благодаря увеличенным запасам по PCI и возможности увеличения продолжительности режимов SOIP.

Таким образом, очевидно, что способ 90 определения и система 40 определения в соответствии с изобретением позволяют лучше использовать возможности ядерного реактора 1, сохраняя безопасное его функционирование.

Специалисту в данной области техники из приведенного выше описания будет понятно, что уро-

вень мощность относится к работе ядерного реактора при указанной мощности, в частности, при третьей мощности, в довольно продолжительный период времени по сравнению с продолжительностью работы реактора по меньшей мере при одной из первой и второй мощностей, как показано на фиг. 7-9.

Другими словами, уровень мощности соответствует минимальной продолжительности работы реактора при указанной мощности, например, продолжительности, превышающей один час.

Специалисту в данной области техники будет, в частности, понятно, что такой уровень мощности отличается от работы реактора в переходном режиме, другими словами, от короткой продолжительности работы при указанной мощности.

Специалисту в данной области техники будет точно также понятно, что работа при уровне мощности отличается от точечной работы при указанной мощности во время изменения мощности между первой мощностью и второй мощностью.

ФОРМУЛА ИЗОБРЕТЕНИЯ

1. Способ определения по меньшей мере одной пороговой величины (ΔT_{\max} , P_{linmax} , $(d\Phi/dt)_{\max}$) по меньшей мере одного рабочего параметра (ΔT , P_{lin} , $d\Phi/dt$) ядерного реактора (1), содержащего активную зону (2), в которую загружены тепловыделяющие сборки (16), содержащие тепловыделяющие элементы (24), каждый из которых содержит топливные таблетки (36) и оболочку (33), охватывающую указанные топливные таблетки (36); при этом способ осуществляется с помощью электронной системы (40) определения и способ включает следующие стадии:

определение (100) первой пороговой величины соответствующего рабочего параметра для работы ядерного реактора (1) при первой мощности (P1);

определение (110) второй пороговой величины соответствующего рабочего параметра для работы ядерного реактора (1) при второй мощности (P2);

работу реактора при более низкой мощности из указанных первой (P1) и второй (P2) мощностей, которая продолжается в течение по меньшей мере 8 ч на 24-часовом скользящем диапазоне,

отличающийся тем, что включает стадию определения (120) третьей пороговой величины указанного соответствующего рабочего параметра для работы ядерного реактора (1) при третьей мощности (P3), причем третья мощность (P3) соответствует уровню мощности и составляет величину, находящуюся между первой мощностью (P1) и второй мощностью (P2),

при этом ядерный реактор (1) находится в режиме ухудшения термомеханического состояния тепловыделяющих элементов (24) и первая мощность (P1) больше, чем вторая мощность (P2); или ядерный реактор (1) находится в режиме восстановления термомеханического состояния тепловыделяющих элементов (24) и первая мощность (P1) меньше, чем вторая мощность (P2),

в режиме ухудшения термомеханического состояния тепловыделяющих элементов (24) первая мощность (P1) по существу равна номинальной мощности (PN) ядерного реактора (1), а вторая мощность (P2) по существу равна плановой мощности для длительной работы при промежуточной мощности ядерного реактора (1),

в режиме восстановления термомеханического состояния тепловыделяющих элементов (24) первая мощность (P1) по существу равна плановой мощности для длительной работы при промежуточной мощности ядерного реактора (1), а вторая мощность (P2) по существу равна номинальной мощности (PN) ядерного реактора (1).

2. Способ по п.1, в котором рабочий параметр выбирают из группы параметров, включающей отклонение температуры (ΔT) в активной зоне (2), линейную мощность (P_{lin}) в тепловыделяющих элементах (24) и изменение нейтронного потока ($d\Phi/dt$) в активной зоне (2).

3. Способ по п.1 или 2, в котором каждую пороговую величину соответствующего рабочего параметра определяют посредством вычисления запаса по механическому взаимодействию топлива с оболочкой тепловыделяющего элемента (PCI).

4. Способ по п.3, в котором вычисление запаса по PCI включает следующие подстадии:

ii) моделирование по меньшей мере одного переходного режима работы ядерного реактора (1),

iii) вычисление величины, достигаемой по меньшей мере одним физическим параметром (G) во время указанного переходного режима работы по меньшей мере в части оболочки (33) тепловыделяющего элемента (24), и

iv) вычисление в качестве запаса по PCI отклонения между максимальной величиной, достигаемой указанной величиной, вычисленной на подстадии (ii) во время переходного режима, и технологическим пределом тепловыделяющего элемента (24).

5. Способ по п.4, в котором переходный режим, моделируемый на подстадии (ii), является переходным режимом, выбранным из группы, включающей:

избыточное увеличение загрузки,

неконтролируемый вывод по меньшей мере одной группы кластеров регулирующих стержней (20), падение одного из кластеров регулирующих стержней (20), и

неконтролируемое уменьшение концентрации борной кислоты.

6. Способ по п.4 или 5, в котором упомянутый физический параметр (G) выбирают из группы, включающей:

напряжение в оболочке (33) или величину, зависящую от напряжения или напряжений; и плотность энергии деформации в оболочке (33).

7. Способ по любому из пп. 1-6, в котором ядерный реактор (1) работает при выполнении проверки, что величина рабочего параметра (ΔT , P_{in} , Φ) ниже соответствующей пороговой величины рабочего параметра из указанных первой, второй и третьей пороговых величин для работы ядерного реактора (1) при соответствующей мощности из указанных первой, второй и третьей мощностей (P_1 , P_2 , P_3).

8. Способ по п.7, в котором во время работы ядерного реактора (1), после термомеханического ухудшения состояния тепловыделяющих элементов (24) и последующего восстановления термомеханического состояния тепловыделяющих элементов (24), приводящего к степени локального выгорания тепловыделяющих элементов (24), минимальная продолжительность ($DM-R_1$; $DM-R_2$) работы ядерного реактора (1) при номинальной мощности (PN) перед новым ухудшением термомеханического состояния тепловыделяющих элементов (24) представляет собой продолжительность, которая соответствует достижению планового запаса (M_1) по PCI, при этом указанный плановый запас (M_1) по PCI соответствует, исходя из запаса (M_0) по PCI, существующего перед указанным ухудшением термомеханического состояния тепловыделяющих элементов (24), запасу по PCI, который был бы в результате работы реактора (1) при номинальной мощности до получения такой же степени локального выгорания.

9. Запоминающее устройство с сохраненной компьютерной программой, содержащей команды, которые, при их выполнении компьютером, осуществляют способ в соответствии с любым из предшествующих пунктов 1-8.

10. Электронная система для определения по меньшей мере одной пороговой величины (ΔT_{max} , P_{inmax} , $(d\Phi/dt)_{max}$) по меньшей мере одного рабочего параметра (ΔT , P_{in} , $d\Phi/dt$) ядерного реактора (1), содержащего активную зону (2), в которую загружаются тепловыделяющие сборки (16), содержащие тепловыделяющие элементы (24), каждый из которых содержит топливные таблетки (36) и оболочку (33), охватывающую указанные топливные таблетки (36);

причем указанная система (40) содержит:

первый модуль (42) определения, выполненный с возможностью определения первой пороговой величины соответствующего рабочего параметра для работы ядерного реактора (1) при первой мощности (P_1);

второй модуль (44) определения, выполненный с возможностью определения второй пороговой величины соответствующего рабочего параметра для работы ядерного реактора (1) при второй мощности (P_2);

причем работа при меньшей мощности из указанных первой мощности (P_1) и второй мощности (P_2) продолжается в течение по меньшей мере 8 ч на 24-часовом скользящем диапазоне;

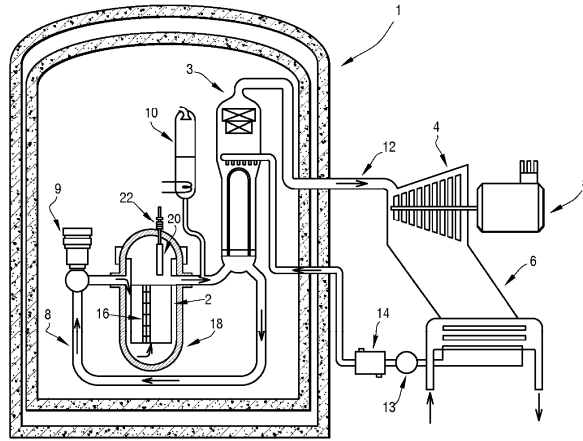
отличающаяся тем, что содержит

третий модуль (46) определения, выполненный с возможностью определения третьей пороговой величины указанного соответствующего рабочего параметра для работы ядерного реактора (1) при третьей мощности (P_3), причем третья мощность (P_3) соответствует уровню мощности и составляет величину, которая находится между первой мощностью (P_1) и второй мощностью (P_2),

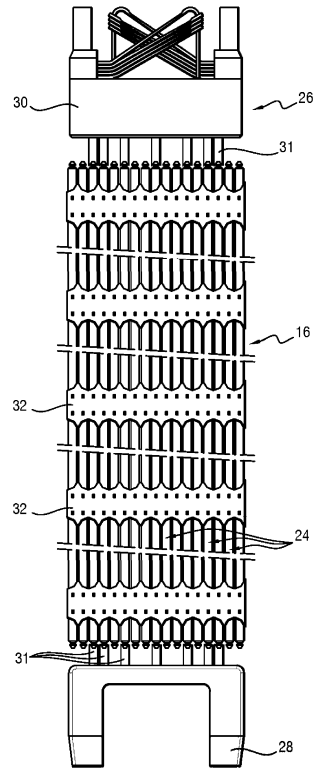
при этом ядерный реактор (1) находится в режиме ухудшения термомеханического состояния тепловыделяющих элементов (24), и первая мощность (P_1) больше, чем вторая мощность (P_2); или ядерный реактор (1) находится в режиме восстановления термомеханического состояния тепловыделяющих элементов (24), и первая мощность (P_1) меньше, чем вторая мощность (P_2),

в режиме ухудшения термомеханического состояния тепловыделяющих элементов (24) первая мощность (P_1) по существу равна номинальной мощности (PN) ядерного реактора (1), а вторая мощность (P_2) по существу равна плановой мощности для длительной работы при промежуточной мощности ядерного реактора (1),

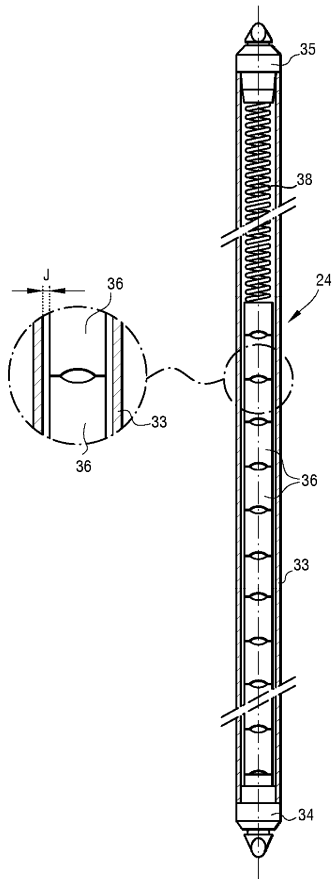
в режиме восстановления термомеханического состояния тепловыделяющих элементов (24) первая мощность (P_1) по существу равна плановой мощности для длительной работы при промежуточной мощности ядерного реактора (1), а вторая мощность (P_2) по существу равна номинальной мощности (PN) ядерного реактора (1).



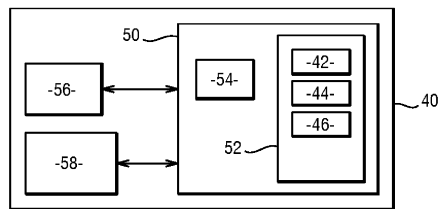
Фиг. 1



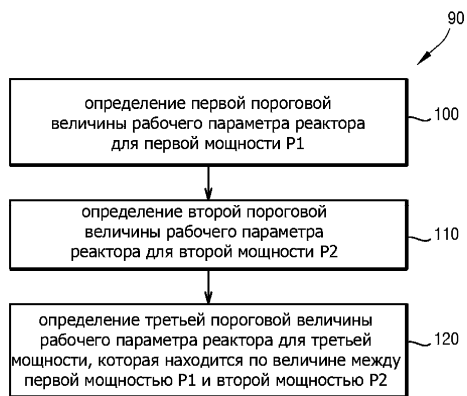
Фиг. 2



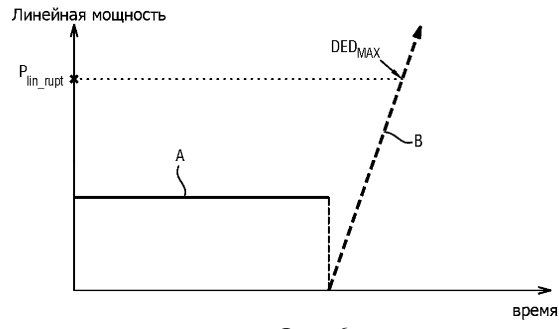
Фиг. 3



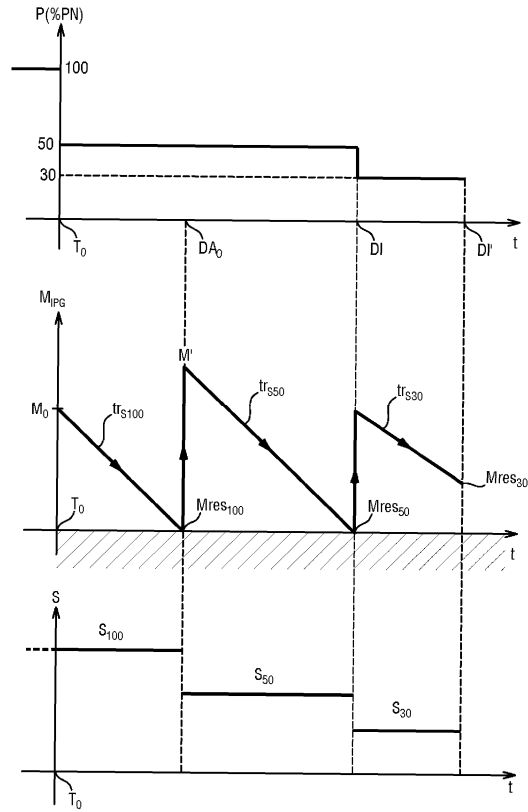
Фиг. 4



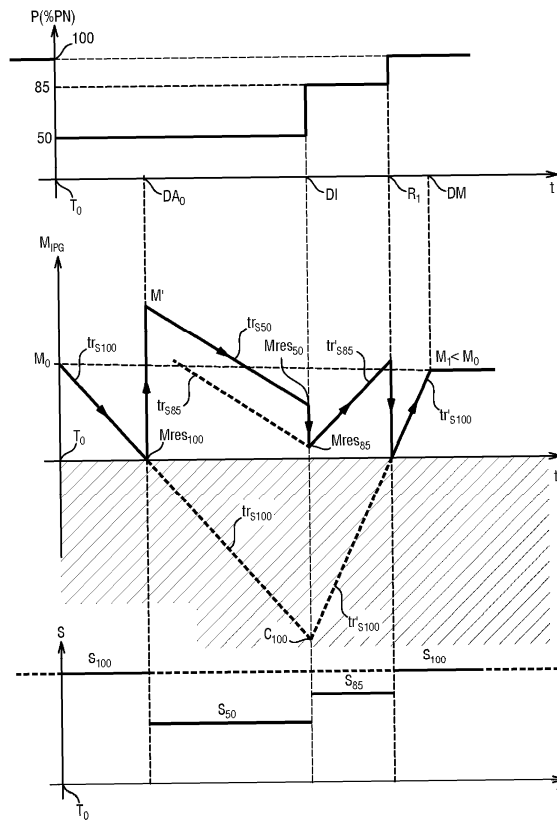
Фиг. 5



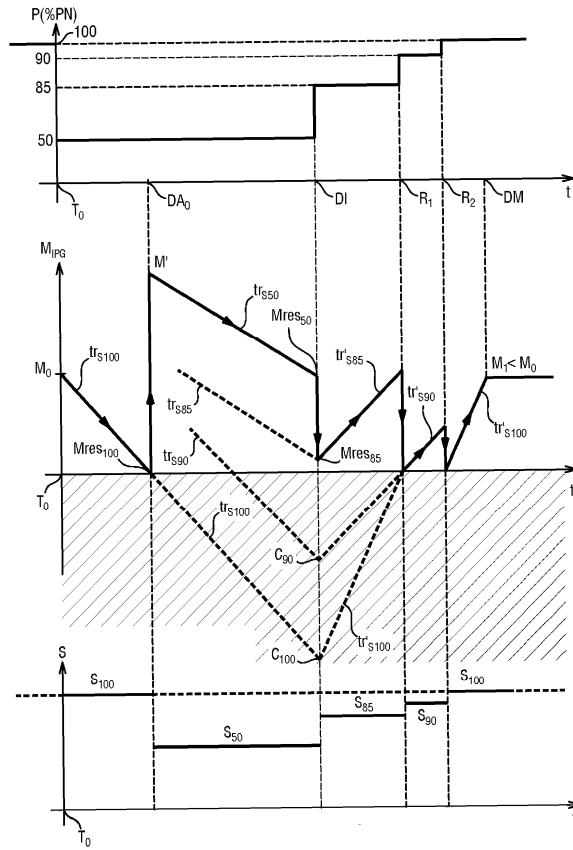
Фиг. 6



Фиг. 7



Фиг. 8



Фиг. 9

