



УКРАЇНА

(19) **UA** (11) **83015** (13) **C2**
(51) МПК (2006)
G21C 15/18МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ
І НАУКИ УКРАЇНИДЕРЖАВНИЙ ДЕПАРТАМЕНТ
ІНТЕЛЕКТУАЛЬНОЇ
ВЛАСНОСТІ

ОПИС ДО ПАТЕНТУ НА ВІНАХІД

(54) ПАСИВНА СИСТЕМА АВАРІЙНОГО РЕМОНТНОГО РОЗХОЛОДЖУВАННЯ РЕАКТОРА

1

(21) а200505437

(22) 07.06.2005

(46) 10.06.2008, Бюл. № 11, 2008 р.

(72) СВИРИДЕНКО ІГОР ІВАНОВИЧ, UA, ПОДО-
ПРИГОРА АНДРІЙ ВОЛОДИМИРОВИЧ, UA(73) СЕВАСТОПОЛЬСЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ
ТЕХНІЧНИЙ УНІВЕРСИТЕТ, UA(56) UA, патент №1366U, G21C15/18, 15/257, публ.
15.08.2002UA, патент №62737A, G21C15/18, 15/257, публ.
15.12.2003.US, патент №5158742, G21C15/18, публ.
27.10.1992.US, патент №3935063, G21C9/00, F28D15/00,
публ. 27.01.1976.Савченко В.А. Проект усовершенствованного реак-
тора типа PWR (США) // Энергетическое строите-
льство за рубежом. - 1989. - №4.(57) Пассивная система аварийного ремонтного роз-
холодження реактора в умовах повного трива-

2

лого знеструмлення, що включає петлю із природ-
ною циркуляцією теплоносія першого контуру,
запірну арматуру і теплообмінник аварійного роз-
холодження, що забезпечує тепловідведення у
воду басейну витримки відпрацьованого ядерного
палива, яка **відрізняється** тим, що теплообмінник
аварійного розхолодження виконаний на основі
збірки теплових труб, що є проміжним замкнутим
контуром теплоперенесення між радіоактивним
теплоносієм першого контуру та водою басейну,
при цьому зона підведення теплоти до теплооб-
мінника розташована на рівні між "гарячими" і "хо-
лодними" патрубками реактора, забезпечуючи
необхідні умови для формування природної цир-
куляції теплоносія через петлю розхолодження,
а сам теплообмінник розташований у кутовій виго-
родці басейну таким чином, що конденсаційні ді-
лянки теплових труб, які не мають зовнішнього
корпусу, обмиваються водою басейну витримки.

Винахід відноситься до ядерної енергетики,
конкретно, до пасивних систем безпеки атомних
електростанцій з водо-водяними енергетичними
реакторами.

Відома система ремонтного розхолодження
енергетичного ядерного реактора, що забезпечує
відвід залишкових тепловиділень активної зони,
коли потрібно розібрати, або перевантажити реак-
тор під час планово-попереджувального ремонту
[Інструкція по эксплуатации системы планового и
аварийного расхолаживания активной зоны (акти-
вная часть) низкого давления. №1. 1.РЦ.0066.ИЭ-
95. - Нетешин: Госкоматом Украины, ХАЭС, 1995. -
С. 5]. Система передбачає примусову циркуляцію
теплоносія першого контуру за рахунок роботи
насоса системи розхолодження, а у випадку її
відмови - за рахунок роботи системи охолодження
приреакторного басейну витримки відпрацьовано-
го ядерного палива. Особливістю цієї системи є
те, що в умовах аварії з повним тривалим зне-
струмленням електростанції через відмову основних
і резервних джерел електропостачання власних
потреб, відвід залишкових тепловиділень припи-

няється, що призведе до розігріву й оголення ак-
тивної зони з небезпекою її плавлення [Інструк-
ція по ликвидации аварийных состояний на блоке
№ 1. 1.РЦ.0062.ИЭ-95. - Нетешин: Госкоматом
Украины, ХАЭС, 1995. - С. 158].

Найбільш близькою за сукупністю істотних
ознак прийнятої як прототип даного винаходу є
система пасивного аварійного охолодження реак-
тора проекту AP-600, призначена для його розхо-
лодження під час знеструмлення атомної станції
з відводом залишкових тепловиділень воді прире-
акторного басейну витримки відпрацьованого яде-
рного палива [Савченко В.А. Проект усовершенст-
вованного реактора типа PWR (США) // Энергетическое строительство за рубежом. - 1989.
- №4]. До складу пасивної системи входить колек-
торний теплообмінник аварійного розхолоджуван-
ня, який знаходиться у басейні витримки та роз-
ташований вище реактора. Нижня частина
теплообмінника перебуває вище трубопроводів
першого контуру, що забезпечує природну цирку-
ляцію теплоносія під час аварійного тепловідве-
дення. При виникненні аварійної ситуації, пов'яза-

(13) **C2**(11) **83015**(19) **UA**

ної з порушенням нормальної роботи першого контуру, залишкові тепловиділення активної зони поглинаються басейном протягом декількох годин, перш ніж вода в ньому закипить.

Прототип має низку істотних недоліків. Один з них полягає в тому, що як теплообмінник аварійного розхолодження використовується колекторний теплообмінний апарат. В умовах аварійного розхолодження реактора відбувається різкий накид теплового навантаження на теплообмінник, що відводить залишкові тепловиділення активної зони кінцевому поглиначу. Через це може виявитися протікання колекторного теплообмінника. У цьому випадку радіоактивний теплоносіє першого контуру, потрапляючи в басейн, призведе до погіршення радіаційного стану в гермозоні реакторного відділення та істотно ускладнить протікання аварії.

Наступним недоліком прототипу є його непрацездатність у режимі ремонтного розхолодження. Розкритий головний роз'єм реактора накладає певні обмеження на організацію природної циркуляції теплоносія першого контуру. Така циркуляція можлива лише за умови розташування теплообмінника розхолодження не вище рівня головного роз'єму реактора, інакше контур природної циркуляції буде розімкнутий. Тому компонування басейну витримки відпрацьованого ядерного палива енергоблоку АР-600 над реактором не дозволяє використати цей обсяг води для ремонтного розхолодження з вскритим головним роз'ємом реактора.

Завданням винаходу є розробка надійної пасивної системи відведення залишкових тепловиділень для аварійного ремонтного розхолодження активної зони з розкритим головним роз'ємом реактора в умовах повного тривалого, понад одну годину, знеструмлення електростанції й неможливості підключення резервних джерел електроенергії. Розв'язання поставленого завдання забезпечується організацією відведення залишкових тепловиділень завдяки природній циркуляції теплоносія першого контуру через теплообмінник аварійного ремонтного розхолодження на основі теплових труб. Як кінцевий поглинач використовується вода приреакторного басейну витримки. Теплові труби є додатковим замкнутим контуром теплоперенесення між радіоактивним першим контуром і кінцевим поглиначем, що підвищує радіаційну безпеку в умовах аварійного ремонтного розхолодження.

Сутність винаходу пояснюється кресленням. На Фіг. зображений загальний вигляд заявленого пристрою, де 1 - реактор;

2 - напірний трубопровід петлі аварійного ремонтного розхолодження;

3 - зворотний трубопровід петлі аварійного ремонтного розхолодження;

4 - теплообмінник аварійного ремонтного розхолодження;

5 - збірка теплових труб;

6 - випарні ділянки теплових труб;

7 - корпус теплообмінника аварійного ремонтного розхолодження з боку першого контуру;

8 - ділянки конденсації теплових труб;

9 - приреакторний басейн витримки;

10 - трубна гартка;

11 - кутова вигородка басейну витримки;

12 - запірні клапани з пневмоприводом;

13 - запірні клапани з електромагнітним приводом;

14 - головний роз'єм реактора;

15 - активна зона;

16 - головний циркуляційний насос;

17 - парогенератор;

18 - рівень теплоносія в реакторі;

19 - «гарячий» патрубок реактора;

20 - «холодний» патрубок реактора.

Пасивна система аварійного ремонтного розхолодження реактора 1 містить петлю з природною циркуляцією теплоносія першого контуру, формовану з напірного трубопроводу 2, зворотного трубопроводу 3 і теплообмінника аварійного ремонтного розхолодження 4. Теплопередавальна поверхня теплообмінника аварійного ремонтного розхолодження утворена збіркою теплових труб 5. Теплоносіє першого контуру віддає теплоту випарним ділянкам 6 теплових труб, розташованих у герметичному корпусі 7 теплообмінника. Зона відведення теплоти від теплообмінника розхолодження сформована з ділянок конденсації 8 теплових труб, зовнішнього корпусу не має, введена до об'єму приреакторного басейну витримки 9 і обмивається його водою. Трубна гартка 10 теплообмінника розхолодження розташована горизонтально й прикріплена до кутової вигородки 11 басейну витримки.

Запірна арматура, що відтинає теплообмінник розхолодження від реактора, установлена на напірному та зворотному трубопроводах петлі аварійного ремонтного розхолодження. Клапани 12, що мають пневмопривод, відтинають теплообмінник від реактора в період його експлуатації на потужності. Клапани 13, що мають електромагнітний привод, підключають теплообмінник до реактора при аварійному знеструмленні під час ремонту.

Пасивна система аварійного ремонтного розхолодження працює таким чином. Перед початком розуцільнення головного роз'єму 14 реактора та демонтажем верхнього блоку, що на кресленні не показаний, відкривається запірна арматура з пневмоприводом 12, після чого система аварійного ремонтного розхолодження перебуває у стані «очікування». Рівень теплоносія першого контуру 18 у реакторі знаходиться між головним роз'ємом реактора 14 і рівнем «гарячих» патрубків 19.

Принцип пасивності введення в дію системи забезпечується знеструмленням соленоїдів, які втримують арматуру 13 у закритому положенні, що дозволяє автоматично підключити систему ремонтного розхолодження до реакторної установки в аварійній ситуації при втраті електроживлення власних потреб.

За рахунок природної циркуляції теплоносія першого контуру трактом реактор-теплообмінник розхолодження-реактор, теплота, що виділяється в активній зоні 15, передається випарним ділянкам 6 теплових труб. У теплових трубах процес теплоперенесення здійснюється за рахунок пере-

дачі прихованої теплоти паротворення проміжного теплоносія. Від конденсаційних ділянок 8 теплових труб теплота завдяки конвекції передається воді приреакторного басейну витримки 9. У міру поглинання басейном залишкових тепловиділень реактора температура води в басейні буде зростати, а потім вода почне випаровуватися. З урахуванням наявного запасу води, в персоналу з'являється кілька діб, щоб відновити електроживлення власних потреб, компенсувати втрату води в басейні й забезпечити працездатність активних систем розхолодження реактора [Свириденко І.І., Подопрігора А.В. Аварийное ремонтное расхоложивание реакторной установки с использованием бассейна выдержки ОЯТ и теплообменного оборудования на основе тепловых труб // Вестник НТУ «ХПИ». - 2003. - №14. - С. 85-94.].

Система, що заявляється, порівняно з прототипом відрізняється тим, що має низку переваг.

Основна перевага пропонованої системи - можливість забезпечувати надійне відведення залишкових тепловиділень в умовах аварії з повним тривалим знеструмленням у період розбирання реакторної установки. Найнебезпечнішим етапом, протягом якого може відбутися знеструмлення - це етап розкриття головного роз'єму реактора й демонтаж верхнього блоку. На цьому етапі все паливо перебуває в активній зоні й необхідно забезпечувати відведення залишкових тепловиділень, рівень яких, наприклад, для реактора ВВЕР-ЮОО/В-320, може становити 7...8МВт. При розкритті до цього моменту колекторах парогенератора 16, зупиненому головному циркуляційному насосі 17 і знеструмлених насосах системи аварійного розхолодження реакторної установки аварійне відведення залишкових тепловиділень можна забезпечити тільки за рахунок природної циркуляції теплоносія. Пропоноване розташування зони підведення теплоти до теплообмінника ремонтного розхолодження на рівні між «гарячими» 19 і «холодними» 20 патрубками реактора забезпечує необхідні умови для формування природної циркуляції теплоносія через петлю аварійного ремонтного розхолодження.

Після розкриття головного роз'єму реактора й демонтажу верхнього блоку рівень теплоносія в реакторній установці знаходиться в районі головного роз'єму реактора, що дозволяє у випадку аварійного знеструмлення організувати його природну циркуляцію через теплообмінник ремонтного розхолодження. Персоналу в цих умовах залишається забезпечувати контроль і підтримування рівня 18 теплоносія першого контуру, не нижче рівня «гарячих» патрубків 19 реактора для недопущення розмикання тракту природної циркуляції. Цей рівень підтримується запасом роз-

чину борної кислоти з гідроємностей системи аварійного охолодження активної зони, які на кресленні не показані.

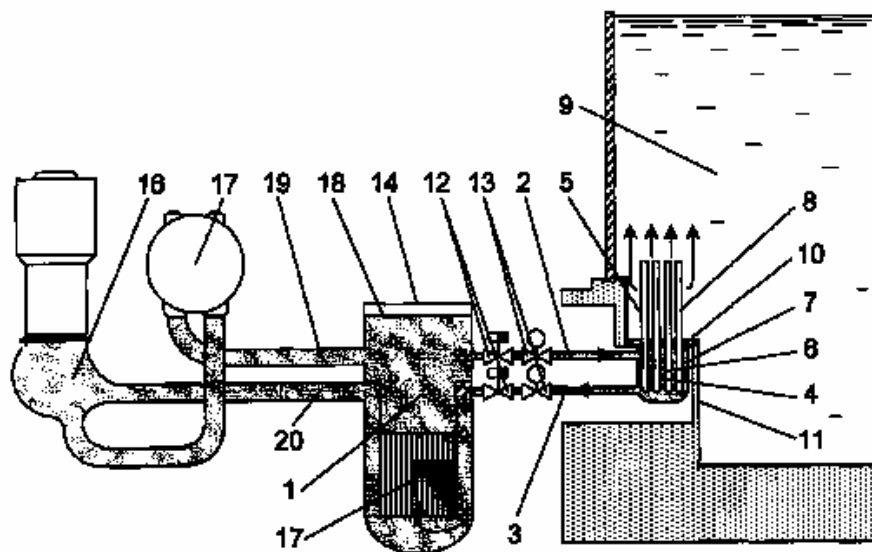
Наступною перевагою системи, що заявляється є підвищена радіаційна безпека при аварійному ремонтному розхолодженні. Розташування зони підведення теплоти до теплових труб за межами об'єму басейну дозволяє не вводити трубопровід петлі ремонтного розхолодження з радіоактивним теплоносієм першого контуру безпосередньо в простір басейну, обмежуючи можливе поширення радіоактивного забруднення в басейн при розгерметизації теплообмінника з боку першого контуру, забезпечуючи тим самим радіаційну безпеку в аварійній ситуації.

Крім того, система, що заявляється має підвищену ефективність завдяки тому, що петля аварійного ремонтного розхолодження, що складається з прямих ділянок трубопроводів має мінімальний гідравлічний опір, а теплообмінник на теплових трубах - мінімальний термічний опір.

Технічне рішення, пов'язане з розташуванням зони підведення теплоти до теплообмінника з тепловими трубами на рівні між «гарячими» і «холодними» патрубками реактора, що забезпечує природну циркуляцію теплоносія першого контуру через теплообмінник ремонтного розхолодження, є істотним, тому, що заявлене рішення, забезпечує появу нових, відмінних від прототипу властивостей: високої надійності відведення залишкових тепловиділень, а також підвищеної безпеки, у тому числі й радіаційної. Наявний запас води у відсіках приреакторного басейну витримки забезпечує ефективне аварійне тепловідведення при ремонтному розхолодженні.

Таким чином, пропоноване рішення має істотні відмінності, а підвищення безпеки, надійності й ефективності відведення залишкових тепловиділень реактора в умовах аварійного ремонтного розхолодження дозволяє досягти позитивного ефекту.

Техніко-економічна ефективність пропонованого винаходу полягає у можливості істотного підвищення показників надійності та ефективності систем безпеки реактора, а також надійності й безпеки атомної електростанції в цілому, за рахунок використання теплообмінників на основі теплових труб для пасивних систем аварійного ремонтного розхолодження. З урахуванням наявного запасу води (кінцевого поглинача) у басейні витримки в персоналу станції під час аварії з'являється додатковий час для відновлення електроживлення власних потреб, компенсації втрати води, що випарувалася з басейну, і забезпечення працездатності активних систем розхолодження.



Фіг. 1