

Имя пользователя:
Баранюк Александр Володимирович

ID проверки:
1011522377

Дата проверки:
09.06.2022 15:15:09 EEST

Тип проверки:
Doc vs Internet + Library

Дата отчета:
09.06.2022 15:22:35 EEST

ID пользователя:
100007114

Название файла: TYa81-HryhorukOO-special-question-2022

Количество страниц: 17 Количество слов: 3949 Количество символов: 29682 Размер файла: 178.21 KB ID файла: 1011396168

19.2% Совпадения

Наибольшее совпадение: 9.32% с источником из Библиотеки (ID файла: 1004049723)

7.75% Источники из Интернета 8 Страница 19

17.5% Источники из Библиотеки 20 Страница 19

0% Цитат

Исключение цитат выключено

Исключение списка библиографических ссылок выключено

0% Исключений

Нет исключенных источников

Модификации

Обнаружены модификации текста. Подробная информация доступна в онлайн-отчете.

Замененные символы 2

3 ПОРІВНЯЛЬНИЙ АНАЛІЗ ПІДХОДІВ ДО ПРОЕКТУВАННЯ РЕАКТОРІВ AP-1000 ТА ВВЕР-1000

3.1 Загальні положення

Майже половина енергії виробленої в нашій країні – робота атомних електричних станцій(АЕС). На українських АЕС працюють ядерні реактори типу блоків розпочалось в 1966 році, а в 1980 році було здійснено пуск.

Виробляють енергію, дані агрегати, використовуючи ядерне паливо. У сучасних ядерних реакторах, в якості цього палива використовують – уран, метал який знаходиться у рудних відкладеннях. Збагачують видобутий уран, за вмістом одного із його ізотопів (урану – 235), потім, через відповідні реакції, перетворюють на двоокис урану, з якого виготовляють міцні та тугоплавкі таблетки, що і фактично є ядерним паливом. Ці таблетки укладають в середину тонкостінних трубок з цирконієвого сплаву, які герметично заварюються і утворюють тепловиділяючу збірку(ТВЗ).

Ядерна реакція в реакторі є керованим процесом, за допомогою спеціальних систем контролю і керування реактором, її можна ініціювати, змінювати інтенсивність або ж припиняти. У цьому процесі ядра урану-235 діляться на дві частини, та виділяють при поділі енергію, яка після перетворень, стає або електричною або тепловою енергією. З часом, в результаті такої реакції, ядерне паливо «вигорає», тобто кількість ядер, що можуть ділитись поступово зменшується, і для того, аби підтримати подальший процес ядерної реакції в реакторі, ТВЗ з «вигорілим», або відпрацьованим, ядерним паливом замінюють на інші ТВЗ, які містять в собі нове, або так зване свіже паливо.

Видалена з реактору відпрацьована ТВЗ нічим фактично не відрізняється, від тієї що з свіжим паливом : вага, розміри практично такі ж. Один із важливих факторів, який різниться – хімічний склад і рівень радіоактивного випромінювання ядерного палива. Свіже паливо, має таку

радіоактивність, при якій можна поводитись з ним, використовуючи мінімальні запобіжні засоби, знаходитись в безпосередній близькості до нього, а в складі – хімічно чистий та низько радіоактивний двоокис урану.

Щодо опроміненого палива, то рівень радіоактивного випромінювання високий, що і вимагає використання спеціальних захисних пристроїв та заходів. Окрім цього, вилучена з реактора ТВЗ, через ядерні перетворення, виділяє залишкове тепло і потребує охолодження, в спеціальному охолоджувальному басейні.

Реактор типу «AP» - американський, двоконтурний, водо-водяний ядерний реактор, розроблений компанією “WestinghouseElectricCompany”. Даний тип – еволюція проекту AP-600, який представляє собою більш потужну модель, з приблизно такими ж розмірами, тобто він займає меншу площу, в порівнянні з більшістю існуючих блоків.

Паливні стрижні складаються з циліндричних, керамічних гранул злегка збагаченого діоксиду урану(4,95%). Ці гранули містяться в холодно оброблених цирконієвих трубах, які звільнені від напруги, заглушені та зварені ущільненнями на кінцях для інкапсуляції палива. Гранули діоксиду урану злегка подріблені для кращої термічної обробки розширення та набухання палива, а також збільшення об'єму порожнин для вивільнення продуктів поділу. Паливний стрижень, для даного типу реакторів, сконструйований з двома камерами(верхньою та нижньою), для розміщення поділу виділення газу.

Під час виготовлення ці паливні стрижні піддаються внутрішньому тиску гелієм. Ця внутрішня герметизація мінімізує напруги від перепаду тиску і запобігає сплюсненню стрижня під робочим тиском теплоносія реактора.

Даний тип реакторів «ВВЕР» та «AP» має як спільні характеристики так і різні, про які будемо говорити далі.

3.2 Конструкційний опис

3.2.1 Реактора типу «ВВЕР-1000»

Реактор ВВЕР-1000 призначений для вироблення теплової енергії у складі реакторної установки АЕС за рахунок ланцюгової реакції ділення атомних ядер і забезпечує в номінальному режимі теплову потужність 3000 МВт.

Корпус реактора виконаний у вигляді вертикального циліндру з еліптичним днищем. Він є центральним компонентом першого контуру, який містить компенсатор тиску, чотири петлі теплопередачі, кожна з яких складається із парогенератора(ПГ), головного циркуляційного насосу(ГЦН), з'єднувальних трубопроводів.

Перший контур слугує оболонкою для підтримання робочої температури і тиску теплоносія, який відводиться від реактору. Ця система виконує три основні функції: передає тепло із активної зони до ПГ; регулює реактивність шляхом зміни концентрації бору через використання регулюючих збірок; регулює тиск за допомогою компенсатора тиску.

Корпус реактору призначений для того аби утримувати в заданому положенні активну зону, внутрішньо корпусні пристрої і приводи органів регулювання; забезпечити повну герметизацію для опору внутрішнього тиску; слугувати захистом від радіоактивних випромінювань з активної зони. Він виготовлений із перлітної сталі 15Х2НМФА і оброблений зсередини шаром нержавіючої сталі.

В кришці реактору є 77 отворів, до яких приварені перехідники: 73 – для органів регулювання і 4 – для термопар. Герметичність між кришкою та корпусом забезпечується за допомогою двох концентричних металічних прокладок круглого перерізу.

Корпус реактору опирається на зварні конструкції закріплені в бетонній шахті реактору. Ресурс роботи реактору складає – 30 років.

Внутрішньо корпусні пристрої(ВКП) служать опорою для АкЗ, забезпечують розташування ТВЗ і обмежують їх можливість переміщення.

Вони забезпечують задане положення направляючих каналів(НК) органів регулювання між ТВЗ і приводом органів регулювання. ВКП направляють потік теплоносія, забезпечують захист від нейтронного випромінювання, служать направляючим датчиком для внутрішньо-реакторних вимірювань, підтримують капсули з контрольними зразками.

ВКП спроектовані з таким розрахунком, щоб витримати напруження, які виникають при будь-яких умовах роботи реактору, включаючи землетруси. Вони виготовлені з нержавіючої аустенітної сталі з урахуванням міжкристалічної корозії.

Активна зона(АкЗ) даного реактору складається із 61 регулюючої та 102 не регулюючих касет. Регулююча касета складається із ТВЗ і пучка поглинаючих елементів (ПЕЛ), а не регулююча касета містить, тільки ТВЗ. АкЗ збирається установкою касет в відповідності до картограми завантаження в опорні стакани шахти реактору. ТВЗ складається з пучка ТВЕЛів, головки та хвостовика. ТВЕЛи розміщені по трикутній розбивці, оболонка його діаметром 9,1 мм, внутрішній діаметр 7,72+0,07 мм. Довжина паливного стовпа в холодному стані 3530 мм. Оболонка та кінцеві деталі виконані із сплаву цирконія з 1% ніобію.

АкЗ реактору набирається із вертикально розміщених ТВЗ шестигранної форми, які встановлюються циліндричними хвостовиками в гнізда опорних труб днища внутрішньо корпусної шахти.

В ТВЗ реакторів ВВЕР-100 з реакторної установки проекту В-320 в якості регулюючого органу застосовується пучок(кластер) поглинаючих стрижнів, які за допомогою приводу системи управління і захисту(СУЗ) може переміщуватись по висоті АкЗ в спеціальних каналах, розміщених в головках і паливних збірках. Також використовується без кожуха ТВЗ. Дані збірки розраховані на дворічну або трьохрічну компанію палива. Для варіанту АкЗ з трьохрічною компанією палива в свіжих касетах зі збагаченням 4,4%(не більше 54 штук), встановлюються стрижні з вигораючим поглиначем.

Всі паливні збірки можуть бути встановлені в реактор і вийматись з нього як разом з регулюючими стрижнями і пучками з вигораючим поглиначем, так і без них.

Паливна частина ТВЗ реактору ВВЕР-1000 складається з 312 ТВЕЛів, які з'єднані дистанціонуючими решітками і закріплені на нижній решітці, 18 направляючих каналів для поглинаючих стрижнів(кластер) і центральної трубки.

ТВЕЛІ в ТВЗ мають можливість вільного радіаційного і температурного росту до досягнення температури значення 1200°C, вибраної в якості максимальної проектної межі пошкодження ТВЕЛів, згідно ПБЯ РУ АС-89 [7]. Це забезпечується існуванням зазору між нижньою решіткою головки та верхніми торцями ТВЕЛів в початковому стані близько 55мм.

Еквівалентний діаметр Акз – 3160 мм, її висота в холодному стані – 3530 мм.

Парогенератор - зв'язуючий елемент, між першим та другим контуром. Він являє собою двохконтурний теплообмінник з зануреною поверхнею теплообміну (трубчатим пучком), вбудованими сепараційними пристроями і природною циркуляцією робочого тіла. Поверхня нагріву ПГ представляє собою систему змійовиків малого діаметру, всередині яких протікає теплоносій під високим тиском. Для ВВЕР-1000 використовують ПГ горизонтальної конструкції, і кількість їх – 4.

В системі потужних АЕС будь якого типу циркуляція теплоносія в реакторному контрі є вимушеною. Для відводу теплоти з АкЗ реактору слугують головні циркуляційні насоси (ГЦН). Вони забезпечують циркуляцію теплоносія першого контуру від корпусу реактора до ПГ, щоб передати йому тепло, і повернути теплоносій назад в корпус реактору. Протяжність циркуляційного контуру для кожної петлі реактору ВВЕР-1000 складає 46 м. ГЦН забезпечує витрату теплоносія, яка необхідна для охолодження АкЗ, і тепловідведення достатнє для підтримання коефіцієнту запасу до кризи кипіння (вище 1,3). Для запирання теплоносія першого контуру в зоні

ущільнення валу насосу існує система підживлення шляхом подачі в камеру ущільнення очищеного і дегазованого теплоносія з тиском, який перевищує тиск в контурі.

Подача теплоносія ГЦН-195 в ВВЕР-1000 складає 20000 м³/год і протічка 0,3-3,0 м³/год. Великий діаметр трубопроводу і велика подача ГЦН з кожної петлі виключають установку резервного ГЦН.

3.2.2 Реактор типу «AP-1000»

Проект ядерного реактора AP-1000 фірми «WestinghouseElectricCompany» є удосконаленим варіантом AP-600. Безліч досліджень й випробувань, проведених при розробці AP-600 дають високий ступінь впевненості, що при мінімальних змінах в конструкції AP-600, направлених на оптимізацію вихідної потужності й зниження витрат на виробництво електроенергії, ядерний реактор AP-1000 здатний забезпечити потужність понад 1000 МВт. Час будівництва AP-1000 складає 36 місяців від першої заливки бетону до завантаження ядерного палива в реактор.

Енергоблок AP-1000 є двохконтурний ВОДО-водяним реактором під тиском, з однією гарячою і двома холодними нитками на кожній петлі, який використовує спрощений інноваційний та ефективний підхід до безпеки.

Очікувані витрати на виробництво електроенергії на АЕС з реактором AP-1000 електричною потужністю 1100 МВт складуть 3,5 цента/(кВт·год). Очікуваний ресурс роботи реактору складає – 60 років. Тривалість кампанії палива - 18 місяців. Теплова потужність реактору забезпечується на рівні 3400 МВт. Активна зона цього ядерного реактора може бути повністю завантажена уран-плутонієвим МОХ-паливом (ядерне паливо, яке містить кілька видів оксидів матеріалів, що діляться) . Реактор AP-1000 повністю конкурентоздатний у відношенні до всіх типів електростанцій на викопному органічному паливі й електростанцій на відновлюваних джерелах енергії[8].

В даному проекті основна мета було спрощена конструкція енергоблоку. Спрощені системи безпеки, контрольно-вимірювальні системи та системи

керування. Тому для AP-1000 передбачено менше безпечних клапанів, трубопроводи більш безпечні, менша кількість насосів, менша площа будівлі[9]. Відповідно, блок має два парогенератори, що і є відмінним від проекту ВВЕР-1000, і чотири ГЦН без сальникового типу, підключених безпосередньо до днища ПГ. Конструкція і місце встановлення насосів виключають можливість теч, через їх ущільнення, знижують втрати тиску і запобігають виток з АкЗ при малих течах теплоносія першого контуру [10].

Даний проект передбачає 157 паливних збірок. Кожен агрегат складається з 264 паливних стрижнів в квадратному масиві 17×17, з направляючим наконечником у центральному положенні для внутрішньої частини та 24 направляючі наконечники для злів керування кластером стрижнів.

Конструкція AP1000 також включає другий тип паливного стержня, який використовує цілісне паливовигораючий поглинач, що містить боридне покриття товщиною менше 0,03 мм поверхні паливних гранул. Використання цих вбудованих вигораючих поглиначів, всередині, окремих паливних збірок, будуть відрізнятися в залежності від конкретного застосування.

Конструкція корпусу реактора і його внутрішніх частин, ПГ, палива та герметичності корпусу – покращеними, в порівнянні з нині діючими вододояними реакторами. Запаси міцності в даному проекті було значно покращено.

Корпус реактора циліндричний, з напівсферичною нижньою кришкою і знімною, фланцевою, напівсферична верхня частина кришки. Він містить активну зону, опорні конструкції ядра, стрижні керування, та інші частини, безпосередньо пов'язані з АкЗ. Конструкція корпусу реактора AP-1000 точно відповідає існуючим конструкціям інших корпусів. Нові функції були включені в AP-1000 не відступаючи від перевірених особливостей існуючих конструкцій реакторів.

Парогенератори в даному проекті передбачені вертикально типу, з U-подібним пучком труб. Фактично всі параметри, як і у інших проектах

компанії, в тому ж числі і заміна конструкцій парогенератора, лише є декілька вдосконалень, щодо дизайну ПГ, нікель-хром-залізо сплав 690 термічно оброблені труби з трикутним кроком; покращені антивібраційні планки; одноярусні сепаратори; розширені можливості обслуговування.

Кожен насос теплоносія реактора – високо інерційний, високонадійний, мало обслуговуваний, герметично закритий насос, з двигуном, який циркулює теплоносієм реактора через корпус реактора, петлю трубопроводу та ПГ. У даній конструкції використовується – 4 насоси. Два насоси з'єднані з кожним ПГ. Проект передбачає – вертикальний, одноступінчастий відцентровий насос, призначений для перекачування великих розмірів об'ємів теплоносія при високих тисках та температурах.

Насоси, які використовуються в даному реакторі – тип, яких використовується в багатьох промислових сферах, де надійність і довгий термін експлуатації є першочерговою вимогою.

3.3 Пасивна система безпеки

Однією із важливих складових будь-якого об'єкту – безпека. Підхід до забезпечення безпеки AP-1000 повністю повторює реалізований в проекті AP-600 і заснований на використанні пасивних принципів (природна циркуляція води, водяної пари і повітря, дія сили тяжіння або енергії стиснутого повітря, пружини або акумуляторної батареї).

В системах безпеки не використовуються насоси, вентилятори, а також дизель-генератори і інші джерела змінного струму. Для запуску ряду пасивних процесів застосовуються клапани, при чому для спрацювання деяких з них потрібно, щоб спрацював аварійний сигнал, а тоді запасна енергія (стиснутий газ, акумуляторна батарея або пружина). В конструкції більшості електроприводних клапанів реалізований принцип безпечної відмови, тобто при нормальній експлуатації вони знаходяться під напругою і утримуються в закритому положенні, а при знеструмленні приводу спрацювують. Пасивна

система аварійного охолодження забезпечує аварійне вприскування, скидання тиску і відвід остаточних тепловиділень протягом довгого періоду часу. Для аварійного вприску використовуються три джерела води, трубопроводи яких безпосередньо під'єднані до патрубків корпусу реактора, два гідроакумулятори сферичної форми, подібні встановленим на діючих АЕС з ВОДО-водяними реакторами, які містять боровану воду під тиском стисненого азоту і відділені від реактора парою зворотніх клапанів; два баки аварійного підживлення великого об'єму з холодною борованою водою, виготовлені із нержавіючої сталі і виконуючі ті ж функції, що і високо напірна система аварійного охолодження АкЗ, на звичайних водо-водяних реакторах.

Верхня частина баків з'єднана з холодною ниткою петлі першого контуру, тому баки знаходяться під тиском першого контуру. Запуск механізму вприскування, заснований на природній циркуляції, який здійснюється шляхом відкриття клапану на лінії, яка з'єднує бак з реактором; басейн перезавантаження, який виготовлений з бетону, розташований на більш високих відмітках, ніж реакторна установка, знаходиться під атмосферним тиском і містить великий запас холодної борованої води, який достатній для затоплення приміщень захисної оболонки до рівня вище кришки реактору. При нормальній експлуатації басейн перезавантаження відключений від реакторної установки зривними і зворотніми клапанами.

Для спрацювання ряду підсистем системи аварійного охолодження необхідний контрольований, відносно, повільний спад тиску в першому контурі, до атмосферного, для чого передбачені чотири системи клапанів, на кожному із яких послідовно встановлені по два нормально закритих клапани. Три підсистеми забезпечують скидання середовища із парового простору компенсатора тиску в басейн перезавантаження, перша із них відкривається по сигналу про низький рівень, в баку аварійного підживлення, а інші дві – з затримкою в часі. Відкриття клапанів четвертої підсистеми з'єднує гарячі нитки петель першого контуру з атмосферою захисної оболонки і забезпечує

зниження тиску в них до низьких параметрів. Після цього можливий залив АкЗ реактори із басейну перезавантаження під дією сили тяжіння.

В загальному випадку, для відводу остаточних тепловиділень від АкЗ реактору використовується п'ять процесів природної циркуляції:

- природна циркуляція в петлях першого контуру;
- природна циркуляція через баки аварійного підживлення;
- природна циркуляція через пасивну підсистему теплообмінника відводу остаточних тепловиділень, який підключений до гарячої та холодної ниток петель першого контуру, і занурений в басейн перезавантаження. Теплообмінник забезпечує відвід тепла від першого контуру при перехідних процесах, зв'язаних з втратою тепловідводу через другий контур і розривах трубопроводів живильної води і паропроводів. Більше однієї години відводиться тепло за рахунок нагріву води в басейні перезавантаження, а потім – її кипіння з виходом пари в об'єм захисної оболонки;
- природна циркуляція в захисній оболонці, коли пара конденсує на стінках сталеві захисної оболонки і повертається в басейн перезавантаження;
- природна циркуляція повітря, яка забезпечує зовнішнє охолодження сталеві захисної оболонки. Для цього в внутрішній бетонній оболонці зроблені вентиляційні канали, які призначені для доступу повітря із навколишнього середовища до сталеві захисної оболонки. На початку аварії з течею теплоносія першого контуру процес охолодження сталеві захисної оболонки інтенсифікується шляхом її зрошення водою із великого баку розташованого в верхній частині бетонної захисної оболонки[10].

В реакторах ВВЕР-1000 використовуються такі пасивні системи безпеки: система швидко вводу бору, система гідроємностей 1 і 2 ступенів, система пасивного відведення тепла в атмосферу, пастка розплаву, пасивний відвід тепла від гермооболонки. Їх функціями – приведення реактору

в підкритичний стан та підтримка його у всьому діапазоні температур; підтримання запасу теплоносія в АкЗ під високим та низьким тисках; тривалий відвід тепла і розхолодження в час зупину реактора при вихідних подіях, не зв'язаних з втратою теплоносія; забезпечення цілісності захисної оболонки; зниження виходу радіоактивних продуктів в навколишнє середовище.

Використання пасивної системи швидкого введення бору в теплоносій першого контуру в випадку аварії з відмовою спрацювання аварійного захисту реактора, дозволяє привести реактор в підкритичний стан. Зниження потужності в цьому випадку здійснюється внаслідок зворотніх зв'язків по реактивності і вводу в АкЗ реактору борного розчину від системи швидкого введення бору, як при працюючих так і при вибігаючі ГЦН. Обладнання цієї системи встановлене в кожній петлі першого контуру. Канал системи представляє собою контур байпасування ГЦН, що містить ємність розчину бору концентрацією 40 г/кг і трубопроводи з швидкодіючою арматурою.

При аваріях з втратою всіх джерел електропостачання для розхолодження реакторної установки призначена система пасивного відведення тепла, яка дозволяє необмежено довго відводити остаточні тепловиділення і виключити пошкодження АкЗ реактора. Кожен з чотирьох каналів системи складається із трьох повітряних теплообмінників, трубопроводів і арматури. Пара, яка поступає в ПГ, конденсується в теплообмінниках системи пасивного відведення тепла, в якій конденсат, що утворився повертається назад в ПГ. Ця система дозволяє відводити тепло, еквівалентне 2% від номінальної потужності реакторах. При чотирьох робочих контурах система виконує свою функцію при сумарній відмові трьох теплообмінних модулів в різних циркуляційних петлях.

Система гідроємностей другої ступені забезпечує достатній запас теплоносія для додаткового заливу АкЗ при течах із першого контуру в умова повного знеструмлення блоку АЕС. Вісім гідро ємностей, системи гідро ємностей другої ступені, по 120 м³ об'єднані попарно в чотири групи, які з'єднані з трубопроводами гідроємностей першого ступеню. Ця система подає

борний розчин в реактор при падінні тиску в першому контурі нижче 1,5 МПа після спрацювання системи гідроємностей першої ступені[11].

3.4 Охолодження та очищення басейну відпрацьованого ядерного палива

Систем збереження відпрацьованого ядерного палива призначена для забезпечення витримки відпрацьованих касет, при якій відбувається зниження активності й залишкового тепловиділення до значень, що дає можливість транспортувати і тимчасово зберігати відпрацьоване ядерне паливо.

Дана система повинна базуватись та задовольняти вимоги NUREG-0800«Стандартного план огляду»[12], оскільки це стосується здатності системи та конструкції, що містять її, повинні: витримувати наслідки природних явищ, таких як землетруси, урагани, торнадо; вплив зовнішніх ракет; виконувати необхідні функції безпеки; працювати як в нормальних так і в аварійних умовах експлуатації; ізолювати компоненти системи або трубопроводи так, щоб не ставити під загрозу систему безпеки; перевіряти та тестувати систему охолоджуючої води, для забезпечення цілісності і герметичності даної системи; засоби для відведення тепла; здатність видаляти продукти корозії і радіоактивні матеріали та домішки з води басейну; підтримувати низький рівень доз опромінення.

В проєкті реактору AP-1000 система охолодження відпрацьованого ядерного палива складається з двох рядів обладнання. Кожен ряд складається з одного насосу, одного теплообмінника, одного де мінералізатора та одного фільтру. Ці ряди обладнання мають спільні колектори всмоктування та розрядні. Окрім того, ця система містить трубопроводи, клапани та обладнання необхідне для роботи системи. Будь-який ряд обладнання може виконувати будь-яку з функцій, необхідну для даної системи охолодження, незалежно від іншого ряду. Один ряд безперервно охолоджує та очищає

басейн, тоді як інший ряд може перекачувати воду або очищати резервуар для зберігання води або бути резервним робочим рядом обладнання.

Обидва ряди призначені для обробки води. Гілка очищення призначена для обробки приблизно 20% потоку охолодження, а обвідна гілка пропускає решту. Кожне очищення спрямоване до де мінералізатора, а потім направляється до фільтру, який з'єднується з обвідною гілкою, яка утворює загальну лінію, що з'єднується з розрядним колектором.

Всмоктувальний колектор системи охолодження підключається в двох місцях. Головна всмоктувальна лінія з'єднується з системою на висоті 0,6 м нижче нормального рівня води в басейні. Всмоктувальний колектор насоса з'єднується з резервуаром для зберігання води для заправки та з басейном. Це дозволяє очищувати резервуар для зберігання заправної води і дозволяє перекачувати воду між резервуаром для зберігання води. Він також підключається до перезавантажувального каналу палива і звантажувальній ями. Мета цих усіх зв'язків полягає в тому, щоб перекачувати води з каналу передачі палива в котлован завантаження.

Спочатку, басейн відпрацьованого ядерного палива заповнюється водою з концентрацією бору приблизно 2500 мг/кг.

Для підживлення включаючи заміну втрат на випаровування система перекачування та зберігання де мінералізованої води забезпечує де мінералізовану воду в басейні відпрацьованого ядерного палива. Бор може бути доданий до даної системи з хімічної системи та системи контролю об'єму.

Проект реактору ВВЕР-1000 передбачає знаходження даної системи у реакторному відділенні, яке оснащено необхідним приміщенням та спеціальним обладнанням для зберігання відпрацьованих ТВЗ.

Паливо реакторів ВВЕР-1000 не переробляється. Відпрацьовані збірки зберігаються у басейні витримки. Він розміщений в герметичній оболонці реакторного відділення і складається з трьох відсіків, які призначені для зберігання відпрацьованих ТВЗ, та колодязя – зона завантаження

транспортного контейнера ТК-13 і відпрацьованими паливними збірками та розвантаження чохла для свіжих касет. Поділ басейну витримки на три частини дає можливість проводити ремонтні роботи в одному із них, при цьому в іншому міститимуться касети з відпрацьованим паливом. Колодязь відділено від зони зберігання ТВЗ, що дозволяє встановити чохол зі свіжим паливом в сухий колодязь. Басейн витримки прилягає до шахти реактору та з'єднаний з нею перевантажуючим каналом для перенесення паливної збірки, також він містить стелажі для зберігання відпрацьованих ТВЗ з нержавіючої сталі з кроком 400 мм.

В якості чохла використовують боровані нержавіючі труби. Також додатковим заходом безпеки є наявність в воді борної кислоти концентрацією 16г/л [13].

Сумарна ємність басейну витримки з використанням стелажів складає 613 відсіків з них 254 шт. становить – TG21B01, 110 шт. - TG21B02 та 249 шт. - TG21B03, що дозволяє забезпечити витримку відпрацьованих ТВЗ не менше трьох років для подальшого вивезення з реакторного відділення.

Система охолодження басейну витримки є системою нормальної експлуатації, важливою для безпеки, за винятком лінії аварійної підживлення басейну витримки від спринклерної системи, яка виконує захисні функції.

Для подачі води до відсіків басейну витримки передбачена установка 3-х насосів і 3-х теплообмінників. Кожен насос може подати воду в будь-який відсік басейну витримки, для цього на всмоктуванні і напорі насосів передбачені перемички. У разі відмови працюючого насоса розхолодження басейну витримки здійснюється від резервного насоса, підключення якого здійснюється оператором.

Відведення тепловиділень в теплообмінниках здійснюється в систему технічного водопостачання групи "А".

На напірних і всмоктувальних магістралях встановлені по дві локалізуючі швидкодіючі засувки (одна зовні і одна всередині герметичної оболонки). З метою недопущення переповерхнення басейну, в кожному з його

15

відсіків встановлено по два переливи, один з яких відповідає рівню води при тривалому зберіганні палива, а другий - рівню води при перевантаженні палива. Всі трубопроводи, які входять і виходять з паливних відсіків басейну витримки, заведені зверху басейну таким чином, щоб їх розриви не приводили до зниження рівня нижче рівня, необхідного в режимі зберігання палива. Крім того, напірні трубопроводи, що проходять під шаром води до самого дна відсіків, обладнані пристроєм пасивного зриву сифона, який може виникнути при розриві зазначених трубопроводів. Ці пристрої являють собою гідрозатвор з отвором у верхній точці, що з'єднує гідрозатвор з атмосферою захисної оболонки.

За компонуванням кожен насос з відповідним теплообмінником розташовується в окремих приміщеннях, не пов'язаних один з одним, що дозволяє забезпечувати незалежність каналів електропостачання, контролю, тощо.

Проектом передбачено також контроль хімічного (в тому, числі і радіологічного) складу води методом періодичних відборів проб. Даний відбір проб дозволяє також визначити концентрацію борної кислоти в воді басейну витримки.

3.5 Висновки з результатів порівняння

Підсумовуючи, вище сказане можна сказати, що в порівнянні реактори типу «ВВЕР-1000» та «АР-1000» мають, дещо спільне та різне.

Пасивні системи безпеки здійснюють безпечне відведення залишкового тепла і охолодження захисної оболонки. В АР-1000 вдосконалена система пасивної безпеки, в порівнянні з ВВЕР-1000, вона не вимагає втручання з боку обслуговуючого персоналу, має тривалий термін експлуатації, зменшує вірогідність аварій пов'язаних з плавленням АкЗ, мінімальну дію на навколишнє середовище, знижену кількість радіоактивних відходів. Ці пасивні системи значно простіші за звичайні системи безпеки реакторів з водою під

16

тиском типу ВВЕР і PWR. Окрім цього, пасивні системи не вимагають великої кількості допоміжних систем. Непотрібними для роботи систем безпеки стають: мережі змінного струму, системи охолодження води й сейсмостійкі будівлі для їх розміщення. Особливо, істотне виключення важливих для безпеки ВВЕР-1000, дизель-генераторів й мереж, що забезпечують їх, та пристроїв, резервуарів зберігання палива, перекачуючих насосів й пневмосистем.

Інші дані для порівняння занесені в таблицю 3.1.

Таблиця 3.1 – Порівняння реакторів AP-1000 та ВВЕР-1000

	AP-1000	ВВЕР-1000
Електрична потужність, МВт	1117	1000
Теплова потужність, МВт	3400	3000
Термін служби, років	60	30
Тип палива	збагачений UO ₂ (4,95%)	діоксин урану
Температура теплоносія в гарячій нитці петлі, °C	321	320
Теплоносій та охолоджувач	легка вода	легка вода
Підприємство-розробник	«WestinghouseElectric Company»	ОКБ «Гідропрес»

Продовження табл. 2

Тривалість роботи між перезавантаженнями палива, місяців	18	12
Кількість ПГ	2	4

Отже, з порівняних параметрів можна сказати, що реактори AP-1000 мають більшу кампанію палива – 18 місяців, кількість ПГ менша, теплова потужність його також є більшою в порівнянні з ВВЕР-1000.

Значне спрощення конструкцій ядерно-енергетичних блоків за рахунок використання пасивних систем безпеки, економічні паливні цикли, висока якість заводського виготовлення, відпрацьованість і високі ресурсні характеристики устаткування дають можливість продовжити термін служби енергетичних блоків до 60 років, поліпшити економічні показники АЕС з такими блоками, забезпечити високу безпеку АЕС.



Совпадения

Источники из Интернета

8

2	http://energetika.in.ua/ua/books/book-4/part-1/section-7/7-1	5.9%
5	http://energetika.in.ua/ru/books/71-entsiklopediya/rozvitok-atomnoji-energetiki-ta-ob-ednanikh-energосistem/cha	6 источников 1.65%
12	https://er.chdtu.edu.ua/bitstream/ChSTU/331/1/ERGONOMIKA_metod_rekom_LR.pdf	0.2%

Источники из Библиотеки

20

1	TYa61-PalamarchykMM-diploma-2020-mod	ID файла: 1004049723	Учебное заведение: National Technica	7 Источники	9.32%
3	TYA52-TaglinYP-diploma-2019	ID файла: 1000053713	Учебное заведение: National Technical University of Ukrain...		4.18%
4	Студенческая работа	ID файла: 1000781847	Учебное заведение: Ternopil Volodymyr Hnatiuk National Pedago...		1.9%
6	TYa71mp-StelmakhDI-thesis-2018	ID файла: 8371518	Учебное заведение: National Technical University of Ukrain...		1.11%
7	Студенческая работа	ID файла: 1009547023	Учебное заведение: Lviv Polytechnic National University		1.09%
8	Студенческая работа	ID файла: 1004025574	Учебное заведение: Lviv Polytechnic National Universit	2 Источники	0.84%
9	Oliferuk_magistr	ID файла: 8396261	Учебное заведение: National Technical University of Ukraine "Kyiv Polytech...		0.71%
10	Студенческая работа	ID файла: 1010813657	Учебное заведение: Lviv Polytechnic National Universit	3 Источники	0.48%
11	TYa91mn-DarybohovMM-diploma-2021	ID файла: 1007854010	Учебное заведение: National Technical University o...		0.25%
13	Студенческая работа	ID файла: 1004010450	Учебное заведение: Lviv Polytechnic National University		0.2%
14	TYa72mp-KhaitDM-thesis-2018	ID файла: 8447331	Учебное заведение: National Technical University of Ukraine "...		0.2%