

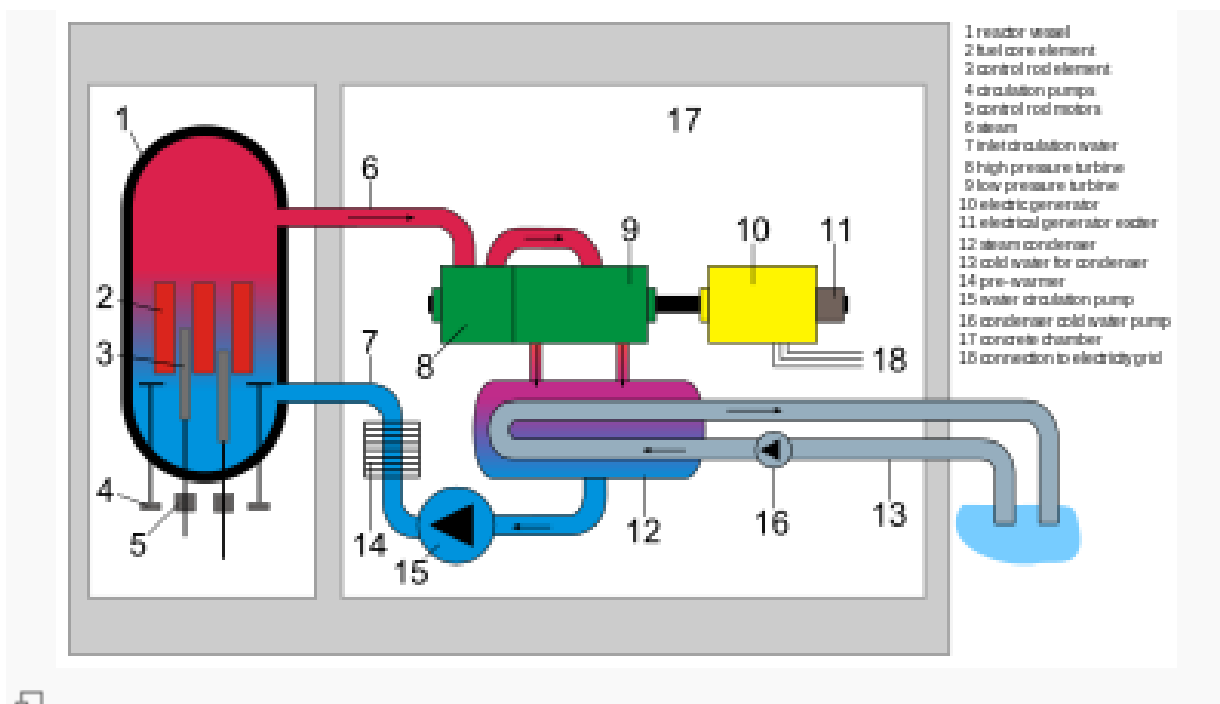
Доклад

на Пламен Георгиев Маргоевски

Тема: Развитие на BWR. Предимства и недостатъци.

Реакторите с кипяща вода (BWR) са вид леководни ядрени реактори, използвани за производство на електрическа енергия. Това е втория най-често срещан тип, генериращ електричество, ядрен реактор след реактора с вода под налягане (PWR). Основната разлика между BWR и PWR е, че в корпуса на реактора BWR се нагрява вода, която се превръща в пара, която пара задвижва парната турбина. В корпуса на реактора PWR се нагрява вода, която е под точката си на кипене. Тази гореща вода отдава топлина на парогенератор, който от своя страна генерира пара която задвижва турбината. BWR е разработен от Националната лаборатория в Айдахо и General Electric в средата на 1950-та година. В момента GE Hitachi Nuclear Energy е специализирана в проектирането и изграждането на този тип реактор.

Преглед



BWR схема.

- | | |
|---|-----------------------------------|
| 1. Корпуса на реактора, | 10. Генератор |
| 2. Ядреното гориво, | 11. Възбудител |
| 3. Управляващи пръти, | 12. Кондензатора |
| 4. Циркулационни помпи | 13. Охлаждащата течност |
| 5. Задвижващ механизъм за управляващите пръти | 14. Подгреватели |
| 6. Пара | 15. Питателна помпа |
| 7. Питателна вода | 16. Помпа за охлаждащата вода |
| 8. Част високо налягане на турбината | 17. Машинна зала |
| 9. Част ниско налягане на турбината | 18. Връзка към електрическа мрежа |

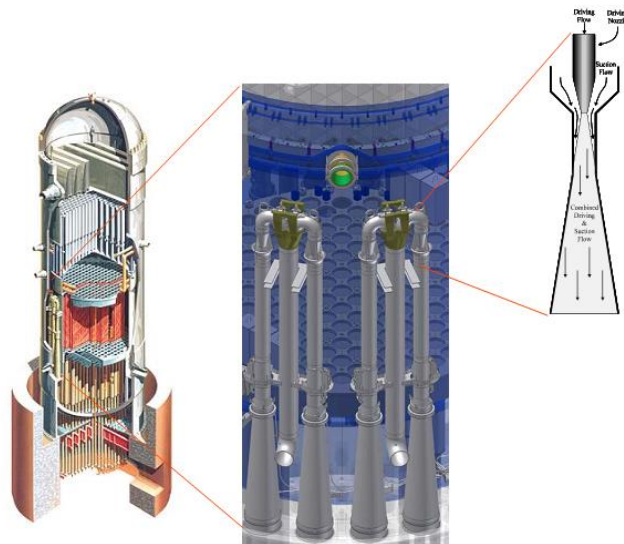
BWR реакторите използват деминерализирана вода като охладител и забавител. Топлината се генерира чрез ядреното делене в активната зона на реактора, охлаждащата вода се загрява, минава точката си на кипене и се преобразува в пара. Парата се използва директно за задвижване на турбината, след което се охлажда в кондензатора и се кондензира. След това тази вода се връща в активната зона на реактора, като премине през регенеративната линия, за завършване на цикъла. Охлаждащата вода се поддържа с налягане около 75 атмосфери (7.6 MPa), така че да кипи, в активната зона, при температура около 285 °C (550 °F). За сравнение, не е позволено кипене на водата в PWR (реактор с вода под налягане), и затова се поддържа високото налягане в първи контур- около 158 атм (16 MPa). Честотата на повреда на активната зона при BWR реактора е изчислена да бъде между 10^{-4} и 10^{-7} (т.е., една повреда на активната зона на всеки 10 000 до 10 милиона реактор години).

Описание на основните компоненти и системи

✓ Кондензат и питателна вода

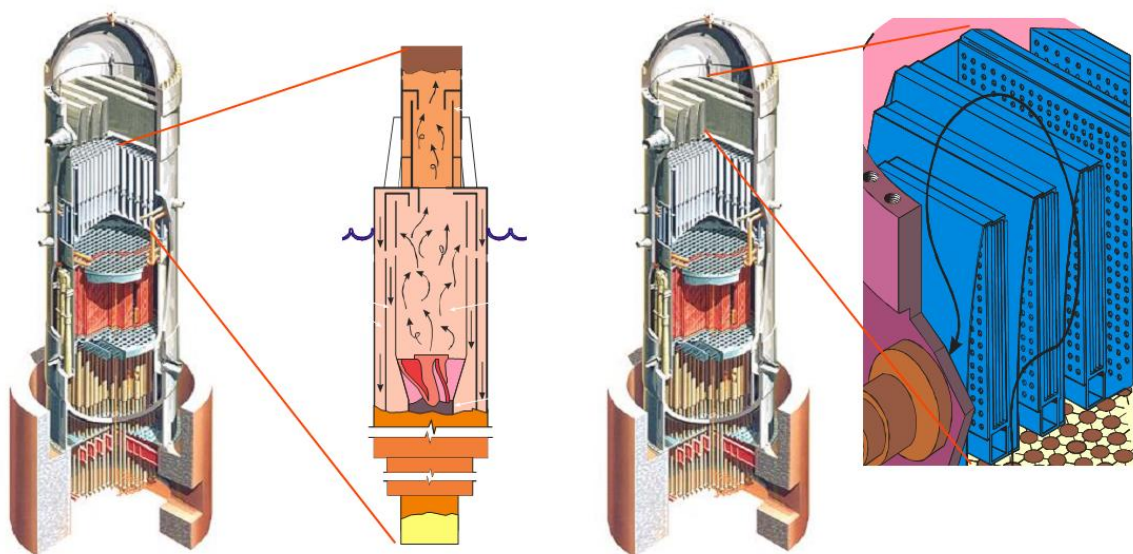
Парата излизаща от турбината постъпва в кондензатори, разположени под частите на турбината с ниско налягане, където парата се охлажда и кондензира. След това кондензатът се изпомпва през подгреватели, които повишават неговата температура. За подгриването в подгревателите се използват пароотбори от турбината. Загрявата подхранваща вода постъпва в корпуса на реактора, чрез дюзи, разположени над горивните касети, но под нивото на водата в корпуса.

Подаваната вода навлиза в корпуса и заедно с вода отделена във водните сепаратори се стича около активната зона в така наречената втора вертикална тръба. След това водата преминава през струйни помпи или вътрешни рециркулационни помпи, които осигуряват допълнителна циркулация. Водата постъпила в долната част на корпуса прави 180-градусов завои и се движи нагоре през долната плоча на активната зона, където горивните елементи (ТОЕ) генерират топлина и я нагриват. Преминавайки водата през активната зона излиза 12-15% наситена пара, потокът пара може да бъде около 45 000 000 килограма за час.



От генерираната топлина в активната зона се създава естествена циркулация на водата, от дъното на корпуса до паросепараторите, поради което BWR могат да се проектират без циркулационни помпи. Но принудителната циркулация на циркулационните помпи е много полезна при контролиране на мощността. Количеството на топлинна енергия може лесно да се променя чрез просто увеличаване или намаляване на принудителния поток на топлоносител през циркулационните помпи.

Двуфазният флуид (вода и пара) постъпва във вертикални тръби разположени над активната зона, чиято дължина (височина) може да се удължи за да се подобри естествената циркулация на топлоносителя. В горната част на вертикалните тръби е разположен сепаратор. Чрез въртеливо движение на двуфазният флуид в циклонни сепаратори, парата се отделя и се издига нагоре към парната сушилня докато водата се изтласква хоризонтално до стените на корпуса и заедно с подхранващата вода се стича около активната зона във втората вертикална тръба при което цикълът се повтаря.



Наситена пара, която се издига над сепаратора се изсушава чрез парна сушилня Chevron. Парата след това излиза от корпуса на реактора чрез четири главни паропроводи и отива към турбината.

✓ Системи за управление

Мощността на реактора се контролира чрез два метода: чрез вкарване или изкарване на регулиращите пръти и чрез промяна на водния поток през активната зона на реактора.

Позициониране (вкарване или изкарване) на регулиращите пръти, е обичайният начин за контролиране на мощността при пускане на BWR. Когато контролните пръти се изваждат, поглъщането на неутрони намалява и мощността на реактора се увеличава, а когато контролните пръти се вкарват, поглъщане на неутрони се увеличава и така мощността на реактора намалява. Някои ранни BWRs и предложените ESBWR (Икономически опростени BWR направени от General Electric Hitachi) дизайни използват само естествена циркулация и контролират мощността от 0 до 100% само с регулиращите органи, тъй като те не разполагат с рециркулационни системи на реактора. Фината настройка на мощността се прави именно с контролиране на рециркулацията на топлоносител с рециркулационни помпи.

Промяната (увеличаване или намаляване) на потока на вода през активната зона е нормално и удобен метод за контролиране на мощността. Когато се работи върху т. нар. "100% rod line," мощност може да варира от около 30% до 100% от номиналната мощност чрез промяна на дебита на рециркулация с промяна на скоростта на помпите за рециркулация. Когато потока от вода (топлоносител) през активната зона се увеличава, парните мехурчета ("кухини") в топлоносителя по-бързо се отделят от активната зона, количеството вода в активната зона се увеличава, от което става по добро забавяне на неутрони до топлинни и в следствие на поглъщането им и деленето на горивото мощността се увеличава. Когато потока вода през активната зона се намали, се забавя отделянето на парните мехурчета от зоната, количеството вода в нея намалява, което води до влошаване на забавянето на неутрони и мощността в следствие намалява.

✓ Парни турбини

Произведената пара в активната зона на реактора преминава през парни сепаратори и сушилни плочи разположени над активната зона и след това директно към турбината, която е част от контура на реактора. Тъй като водата около горивото на реактор е винаги замърсена с от радионуклиди, турбината трябва да бъдат защитени по време на нормална работа. Увеличенията на цените свързани с експлоатацията и поддръжката на BWR се балансират със спестяванията поради по-простият дизайн и по-голяма топлинна ефективност на BWR, в сравнение с PWR. Повечето от радионуклидите във водата са с много кратък живот (най-вече N-16, със 7-секунди период на полуразпад), така машинна зала може да се приведе в ремонт, почти веднага след като реакторът е спрял.

✓ Размер на активната зона

Касетите с ядрено гориво са разположени в защитни обвивки, в рамките на корпуса на реактора. Охлаждащата вода се въвежда в долната част на активната зона и тече нагоре през вертикалните горивни касети.

Горивните пръти са разположени в ядрото, което е с площ на напречното сечение, еквивалентно на кръг с диаметър 3,65 метра. Активната зона се състои от 700 горивни касети с квадратно напречно сечение и дължина на страната 14см. Група от четири горивни касети са подредени около контролен прът с кръстовиден профил.

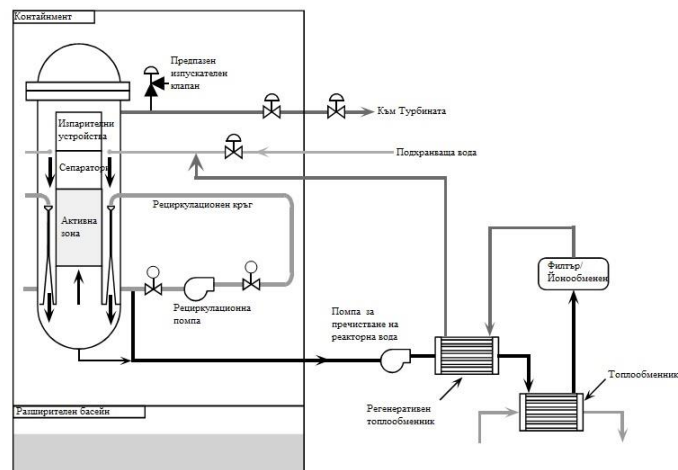
Горивните пръти са разположени в конфигурация 8x8. Те съдържат 62 активни горивни пръти и два кухи пръта, които се поддържат от горните и долните поддържащи плочи. Всяка горивна касета има обвивка от Циркалой-4. Наличието на тази обвивка предотвратява потока между съседните горивни елементи. Потокът на отделните горивни елементи може да се следи и те да бъдат снабдени с отвори, така че да се поддържа постоянно количество на изтичането от всички касети.

Горивото се състои от пелети UO_2 със степен на обогатяване, варираща от 2,2 до 2,7% по U^{235} . Горивните пелети са с диаметър 10,566мм и дължина 10,414мм. Пелетите гориво са на разстояние от обвивката на 0,1143мм.

✓ Системи за безопасност

- Система за пречистване на реакторната вода

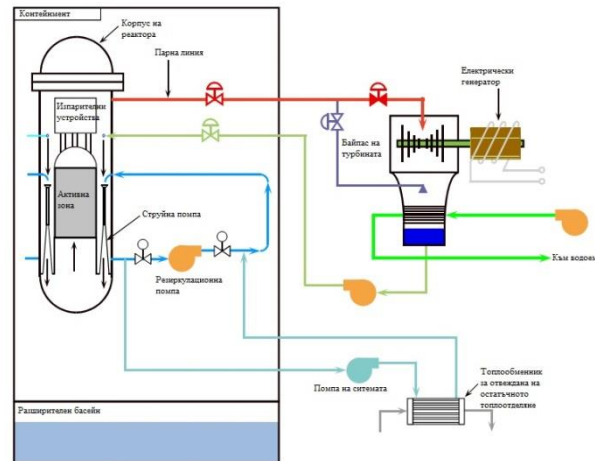
Целта на системата за почистване на реакторната вода (RWCU) е да поддържа високо качество на топлоносителя в реактора, премахвайки продуктите на делене, корозионни продукти и други разтворими и неразтворими примеси. Помпата на системата отнема вода от системата за рецикулация и от дъното на корпуса на реактора, и след това я изпомпва към топлообменници за охлаждане на потока. След това водата се изпраща през филтър (деминерализиращ, йнообменен) за почистване. След почистване, водата се връща в корпуса на реактора чрез тръбопровода за питателна вода.



- Отвеждане на остатъчното топлоотделяне

Топлината се отстранява по време на нормалната работа на мощност чрез генериране на пара в корпуса на реактора и след това използваме тази пара за генериране на електрическа енергия. Когато реакторът е изключен, в активната зона все още ще продължи генерирането на топлина (остатъчното топлоотделяне). Топлината се отстранява чрез байпас на турбината и подаване на парата директно към кондензатора. Режимът на изключване на охлаждането

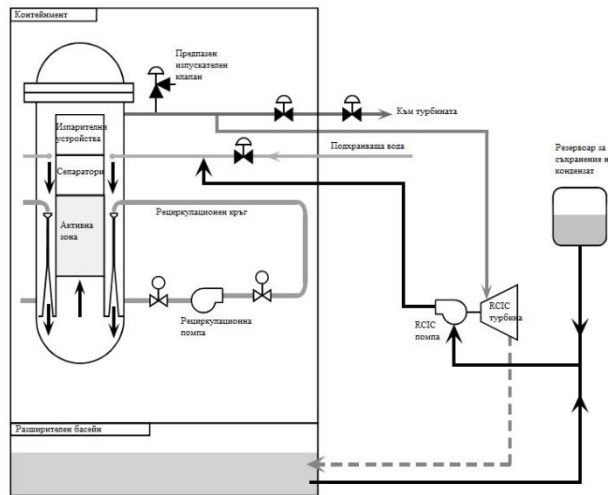
на отвеждане на остатъчната топлина (RHR) се използва за завършване на процеса за разхлаждане, когато налягането намалява до приблизително 50 kPa. Водата се изпомпва от веригата на рецикулация на реактора през топлообменник и се връща обратно към реактора чрез контура за рецикулация. Линия за рецикулация се използва за ограничаване на броя на отвори в корпуса на реактора.



- Аварийно подхранване на активната зона (RCIC)

Аварийното подхранване на активната зона (АЗ), представлява система която доставя вода на реактора за охлаждане АЗ, когато основните паропроводи са изолирани и нормалното подаване на вода към реактора е загубено. Системата се състои от турбо-помпа, тръбопроводи и клапани необходими, за да се доставя вода на корпуса на реактора при експлоатационни условия.

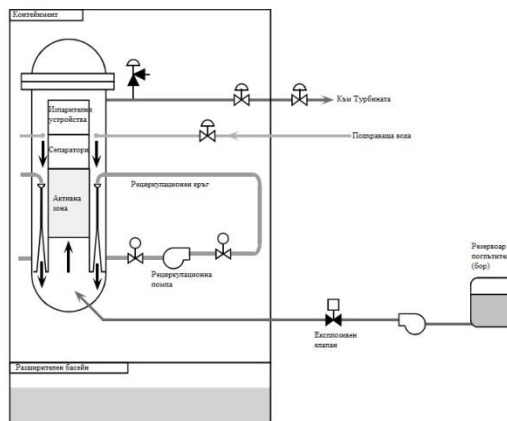
Турбината се задвижва от пара предоставена от главни паропроводи. Отработените газове от турбината се пренасочва към разширителния басейн (suppression pool). Турбо-помпи доставят допълнително вода от резервоара за съхранение на кондензат, с алтернативни доставки от разширителния басейн (suppression pool), към реактора чрез тръбопровода за подхранваща вода. Дебитът на потока е приблизително равен на парния поток 15 минути след изключване в случай с максимално остатъчно топлоотделяне. Включването на системата се осъществява автоматично на ниско ниво на водата в на корпуса на реактора или ръчно от оператора.



- Standby Liquid Control System (Резервна система за контрол – течна фаза)

Системата инжектира поглътител на неутрони (бор) в корпуса на реактора да се спре верижната реакция, независимо от регулиращите прътове, поддържа спирането на реактора и блокът се охлажда до достигане на постоянни температури.

Системата се състои от отопляем резервоар за съхранение, две помпи, два експлозивни клапана и тръбите необходими да се инжектира неутронно-поглъщащ разтвор в корпуса на реактора. Тя се стартира ръчно и осигурява на оператора един относително бавен метод за постигане на условия за спиране на реактора.



- Системи за аварийно охлаждане на активната зона

Основно системите за аварийно охлаждане (CAOЗ) осигуряват охлаждане на активната зона при авария със загуба на топлоносител, с цел ограничаване на щетите върху обвивките на топлоотделящите елементи. Системите за аварийно охлаждане се състоят от две високо налягане и две системи ниско налягане. Системи с високо налягане са Система за студен впръск-високо налягане и Системата за автоматично понижаване на налягането. Системите ниско налягане са Система за студен впръск-ниско налягане, предназначена за отвеждане на остатъчното топлоотделяне и Система за впръск в активната зона.

Начинът, по който основните системи за аварийно охлаждане работят е за защита на функцията на отвеждане на топлината от АЗ, когато имаме загуба на

топлоносител от реактора, вследствие на някаква авария. Система за впръскване на охлаждаща течност под високо налягане е проектирана да работи, докато ядрената система е под високо налягане. Система за впръск в АЗ и студения впръск-ниско налягане са предназначени за работа при ниско налягане. Ако пропуските извън границите на контура на топлоносителя са в такива размери, че загубата на охлаждаща течност надвишава способността на САОЗ-високо налягане, налягането се понижава със скорост достатъчно бърза, за да могат САОЗ-ниско налягане да започнат инжектиране на охлаждащата течност в корпуса на реактора и започне охлаждане на ядрото.

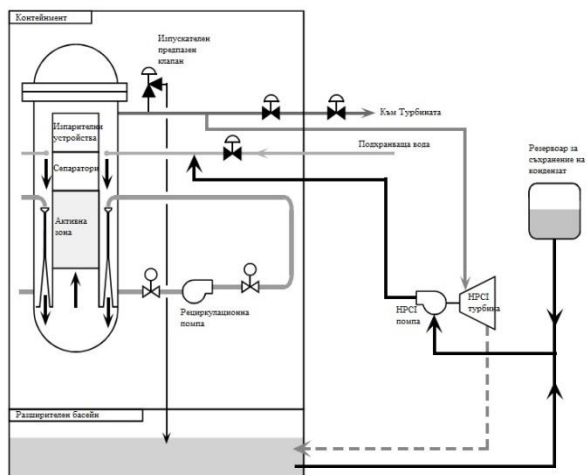
Автоматично понижаване на налягането е предвидено автоматично да намали налягането в реактора, ако е настъпило разкъсване и САОЗ-високо налягане е неработоспособна. Бързото снижаване на налягането на реактора е необходимо, за да се позволи на потока от САОЗ-ниско налягане да започне охлаждане, така че температурата на ядрото се ограничава до стойности по-малки от регулаторните изисквания.

Ако за даден размер на разкъсването, системата за впръскване на охлаждаща течност под високо налягане има капацитет за компенсиране на всички загуби на охлаждаща течност, поток от САОЗ-ниско налягане за охлаждане на АЗ не се изисква, докато налягането в реактора не падне по-ниско от около 0,7 МПа.

Изпълнението на САОЗ като интегриран пакет може да бъде оценено от определянето на това какво е останало след разкъсването и постулира единичен отказ на една от системите. Останалите САОЗ и компоненти трябва да отговарят на 10 CFR (Code of Federal Regulations) изисквания по отношение на целия спектър от места и размери на разкъсването.

- Системи за аварийно охлаждане на активната зона – високо налягане

Система за студен впръск-високо налягане е независима аварийна система за охлаждане на ядрото без да са необходими спомагателни източници на електрозахранване, въздушни системи или външни системи за охлаждаща вода, за да изпълнява своята цел предоставяне на допълнителна вода в реакторния корпус за охлаждане на активната зона при малък и междинен теч при аварии със загуба размер на топлоносител. Тя може да предоставя допълнително вода, за да охлажда корпуса на реактора докато налягането в него е над стойността, при която САОЗ-ниско налягане се включват. Системата за автоматично понижаване на налягането се състои от съкратените логики способни да предизвикат отваряне на избрания предпазен клапан, когато е необходимо, да предизвикат понижаване на налягането в реактора за събития, свързани с аварии с малък или междинен теч на топлоносител, ако системата за инжектиране на охлаждащата течност под високо налягане не е на разположение или не може да се възстанови нивото на водата в корпуса на реактора.



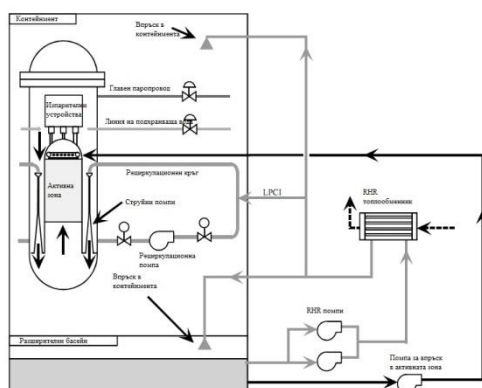
- Системи за аварийно охлаждане на активната зона – ниско налягане

Системите за аварийно охлаждане ниско налягане се състоят от две отделни и независими системи, система за впръск в АЗ и система за студен впръск-ниско налягане, предназначена за отвеждане на остатъчното топлоотделяне. Системата за впръск се състои от две отделни и независими помпени линии, всяка от които може да изпомпва вода от разширителния басейн в корпуса на реактора. Основно охлаждането се осъществява чрез пръскане с вода над АЗ върху горивните касети.

Системата за студен впръск-ниско налягане, предназначена за отвеждане на остатъчното топлоотделяне осигурява добавъчна вода, в корпуса на реактора за охлаждане на активната зона при аварии със загуба на топлоносител.

Системата за отвеждане на остатъчното на топлоотделяне е многофункционална система с няколко режима на работа, всеки използващ едни и същи основни части на оборудване. Режим на инжектиране на охлаждащата течност при ниско налягане е доминиращ режим и чрез конфигурирана линия от нормални клапани системата отвеждане остатъчното топлоотделяне. Режим впръскване на охлаждаща течност-ниско налягане работи автоматично, за да се възстанови и ако е необходимо, да се поддържа ниво в корпуса на реактора на охлаждащата течност, за да се предотврати повишаване на температурата на обвивките на горивните елементи над 1200 С. По време на работа на системата, помпите вземат вода от разширителния басейн и я изливат в корпуса на реактора.

Схема на САОЗ-ниско налягане



- ABWR – опростени активни системи за безопасност

ABWR има три напълно независими и отделени канала на системите за безопасност. Системи са механично разделени и нямат преки връзки, като в по-ранни BWR. Те са разделени по електронен път, така че всеки канал има достъп до отделни източници на променлив ток и за допълнителна безопасност, има собствен аварийен дизел-генератор. Каналите са разделени физически, като всеки канал се намира в различен квадрант на сградата на реактора, разделени от противопожарни стени. А пожар, наводнение или загуба на хранване, което засяга един канал няма никакъв ефект върху способността на другите канали на системите за безопасност. Накрая, всеки канал съдържа системи за високо и ниско налягането, и всяка система има свой собствен топлообменник за контрол на охлаждане на активната зона и отвеждане на остатъчното топлоотделяне. Една от системите за високо налягане, система за охлаждане на изолацията на активната зона, се хранва с пара от реактора и осигурява разнообразна защитата, необходима в случай на обезточване. Системите за безопасност имат възможност, да се запази активната зона покрита(да не се допусне оголване) за много дълг период от време. Поради тази способност и големите температурни колебания, характерни за горивото, честотата на преходните процеси, които ще доведат до сработване на АЗ и следователно до спиране на блока са били значително намалени (по-малко от един път годишно). В случай на загуба на топлоносител, управлението на блока е напълно автоматизирано.

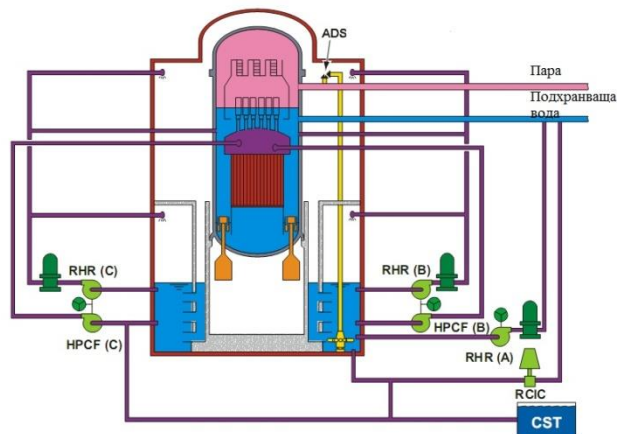
За всяка авария, която води до загуба на топлоносител от реактора, автоматично тръгва системата за аварийно охлаждане на активната зона(ECCS). Съставена от множество системи за безопасност, всяка една функционираща независимо, ECCS също има своите собствени дизел-генератори в готовност поемат товара, ако външно електрохранване е загубено.

Системите за охлаждане на активната зона – високо налягане(HPCF) и за аварийно подхранване на активната зона (RCIC): Тези системи инжектират вода в активната зона, за да се охлади и да се намали налягането в реактора.

Система за охлаждане на активната зона - ниско налягане (LPFL): След като налягането се намали, тогава системата впръсква вода в корпуса на реактора. Активната зона след това се охлажда безопасно.

Система за автоматично намаляване на налягането: Когато системата за охлаждане - високо налягане, не може да осъществи инжектиране на флуид, тази система намалява налягането в корпуса на реактора до ниво, където системата LPFL може да функционира.

Системи за аварийно охлаждане на активната зона при реактор ABWR



HPCF (High Pressure Core Flooder) – система за охлаждане на активната зона- високо налягане

RHR (Residual Heat Removal) – система за отвеждане на остатъчното топлоотделяне

RCIC (Reactor Core Isolation Cooling) – система за аварийно подхранване

ADS (Auto-Depressurization system) – ситема за автоматично понижаване на налягането

CST (Condensate Storage Tank) – резервоар за съхранение на кондензат

- ESBWR

Пасивни системи за безопасност

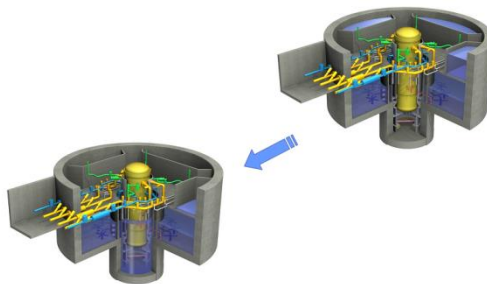
A) Система за автоматично понижаване на налягането (ADS)

ADS включва:

- десет предпазни изпускателни клапани, които са монтирани отгоре на главния паропровод и изпускат пара към разширителния басейн.

- осем клапана за понижаване на налягането (DRV), които изпускат пара в контеймента.

Б) Система за естествено охлаждане (GDCS – Gravity Driven Cooling System)

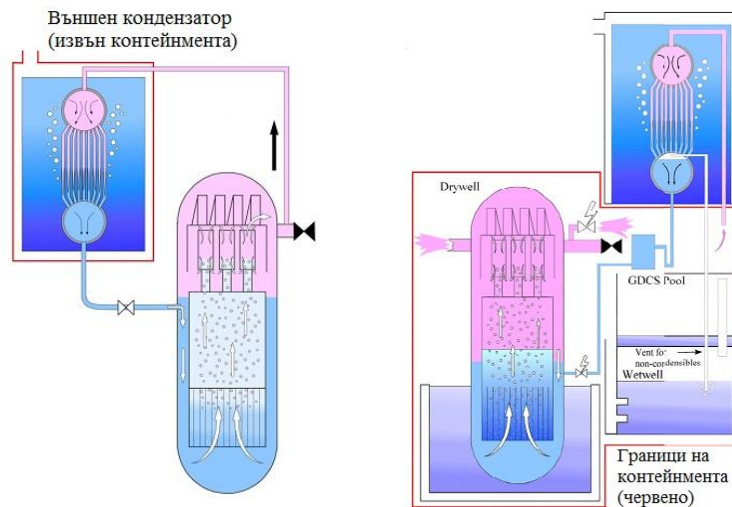


Под силата на собствената си тежест, гравитационно, водата се излива в обема след ADS е понижила налягането в корпуса на реактора. Капацитетът на басейн на GDCS се определя предимно от геометрични размери на контеймента. На практика GDCS и ADS представляват ситемата за аварийно охлаждане на активната зона (ECCS) за този тип реактори.

В) Система – външен кондензатор (ICS-Isolation Condenser System)

The ICS отвежда остатъчното топлоотделяне от реактора след преходни събития, включващи спиране на реактора с аварийна защита, включително пълно обезточване. ICS се състои от четири независими линии под високо налягане, всяка от които съдържа топлообменник, където парата кондензира вътре в тръбите. Тръбите са разположени в голям басейн, извън херметичната

обвивка (контейнента). Системата използва естествена циркулация за отвеждане на остатъчното топлоотделяне.



Г) Система за пасивно охлаждане на контейнента (PCCS-Passive Containment Cooling System)

PCCS отвежда топлината от вътрешността на контейнента след аварии със загуба на топлоносител (LOCA). Системата се състои от четири линии с ниско налягане, свързани с безопасността. Всеки цикъл има топлообменник отворен към контейнента, а за водоснабдяване дренажна линия на кондензат и вентилационен канал потопен в разширителния басейн. Четирите топлообменника са сходни по дизайн с изолираните кондензатори и се намират в охлаждащи басейни, извън контейнента. PCCS има граница за налягане в контейнента до <3 MPa.

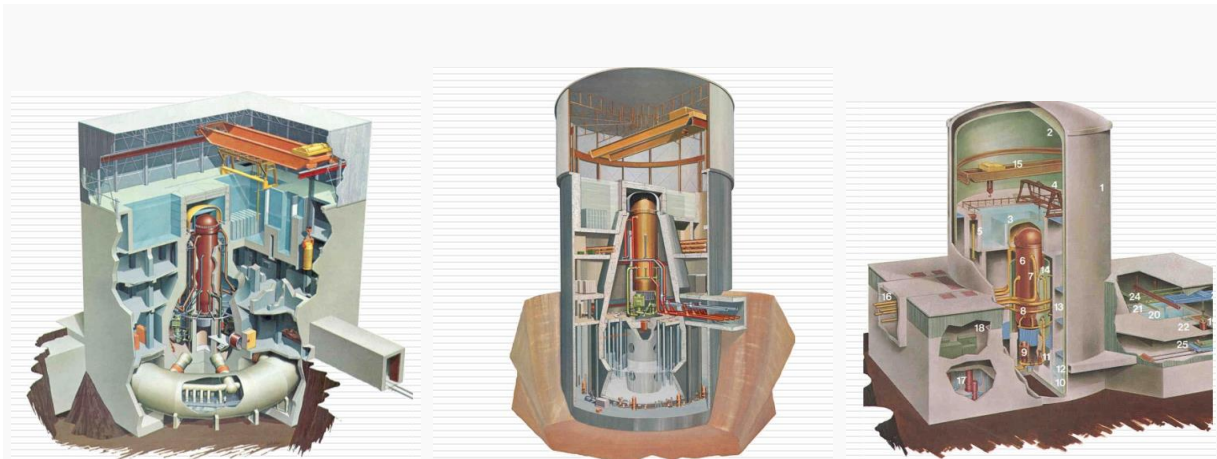
✓ Презареждане на горивото

След изтичането на кампанията на реактора, част от горивните касети трябва да се подменят със нови свежи касети (гориво)

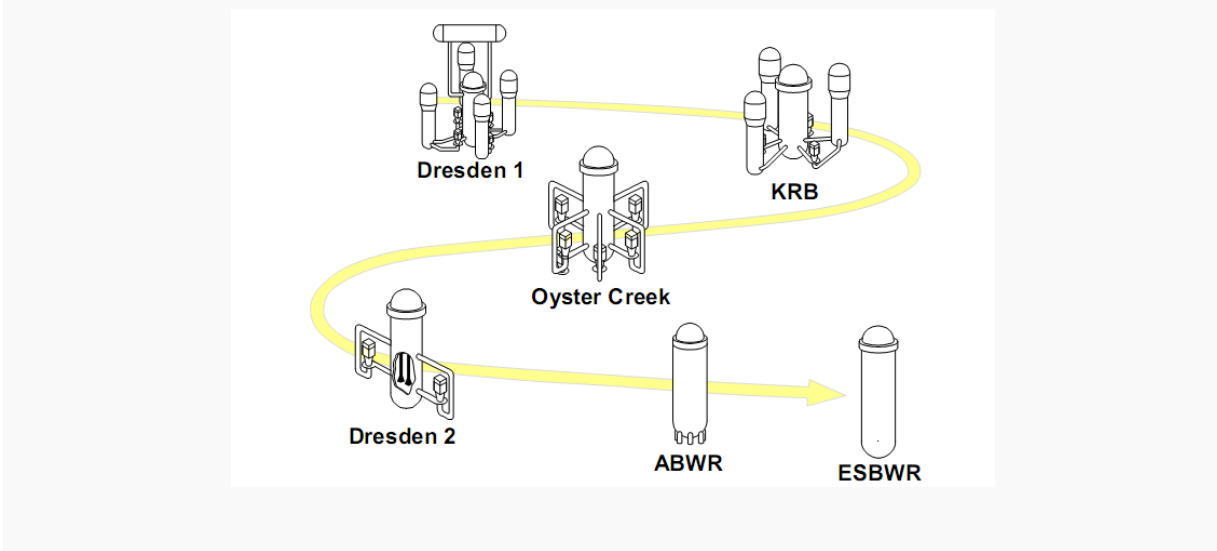
Тъй като те са горещи и радиоактивни, това се прави чрез кранове и под вода. В конструкцията на BWR басейните за съхранение на отработено гориво са над реактора. В басейна касетите са потопени в борирана вода, на дълбочина която е няколко пъти над тяхната височина, и се съхраняват в твърди решетки на разстояние една от друга, за да се избегнат критичност. Фактът, че обвивката на топлоотделящите елементи е циркониева сплав също е проблематичен, тъй като този елемент може да реагира с водата при екстремни температури и да генерира водород, който да се възпламени при контакт с кислород. Поради което басейните за отлежаване на касетите са осигурени със системи за охлаждане.

Развитие на BWR

Реакторите за BWR еволюират с течение на времето чрез множество проекти с различни функции, които ги правят все по-надеждни и по-сигурни.



Първото поколение на кипящи реактори BWR търпи частични промени в дизайна. BWRs еволюира през шест типа конструкции, които са разделени в три поколения. Това са BWR/1, BWR/2, BWR/3, BWR/4, BWR/5, BWR/6. Последните три типа са най-често срещаните видове в експлоатацията днес. BWR/1 е дизайн с мощност 200MW и е с двуконтурна схема, тоест генерира пара, която преминава през външен паросепаратор и парогенератор. BWR/2 е първата едноконтурна АЕЦ, която е с пет главни циркуляционни помпи. Тя е с мощност 650 MW. При дизайна на BWR/3 за първи път се използват ежекторни помпи и с два рециркуляционни кръга. Въпреки ниската си ефективност ежекторните помпи са се затвърдили в конструкциите на BWR/4 и BWR/6.



VBWR (Vallecitos Boiling Water Reactor)

- първата електроцентрала на General Electric с реактор BWR
- построена през 1957 г. (в близост до San Jose, California)
- първият търговски BWR; 5 MWe доставени на мрежата на Pacific Gas & Electric (през 1963г.)
- работно налягане 6,67кПа

BWR1

- Въведена през 1955 г.

- първата търговска централа през 1960 г. (Dresden 1)
- 8 централи от този тип

Характеристики:

- Външни или вътрешни паросепаратори
- Ниска плътност на мощността в АЗ

BWR2

- Въведена през 1963 г.
- 3 централи от този тип

Характеристики:

- вътрешни паросепаратори
- ниска плътност на мощността в АЗ
- пет рециркуляционни кръга
- Контрол на количеството (дебита) на потока топлоносител

BWR3

- Въведена през 1965 г.
- приложени са за първи път ежекторни помпи (струйни помпи)
- 9 централи от този тип

Характеристики:

- ниска плътност на мощността в АЗ
- вътрешни ежекторни помпи
- два за рециркуляционни кръга

BWR4

- Въведена през 1966 г.
- увеличената плътност на мощността
- 25 централи от този тип

Характеристики:

- висока плътност на мощността в АЗ
- Mark I или II контейнмент

BWR5

- Въведена през 1969 г.
- подобрени предпазни мерки (CAOЗ)
- клапани за контрол на рециркуляцията на потока
- 8 централи от този тип

Характеристики:

- клапани за контрол на потока на топлоносителя
- CAOЗ може да впръсква в АЗ

BWR6

- Въведена през 1972 г.
- добавени касет с гориво; увеличава изходящата мощност; подобрена безопасност на обвивките на горивото
- подобрена система за рециркуляция
- 8 централи от този тип

Характеристики:

- клапани за контрол на потока
- 8 x 8 горивен сноп(горивни касети)

ABWR

- Въведена през 1991 г.
- комбинация на най-добрите характеристики: опериращи BWR, достъпни нови технологии и модулни строителни техники
- 4 централи от този тип

Характеристики:

- подобряване на безопасността (намалена вероятност за разрушаване на активната зона)
- експлоатационен живот 60 години
- няма външни рециркуляционни кръгове; вградени помпи в реактора.

ESBWR

- Все още се извършват дейности по лицензиране и проектиране

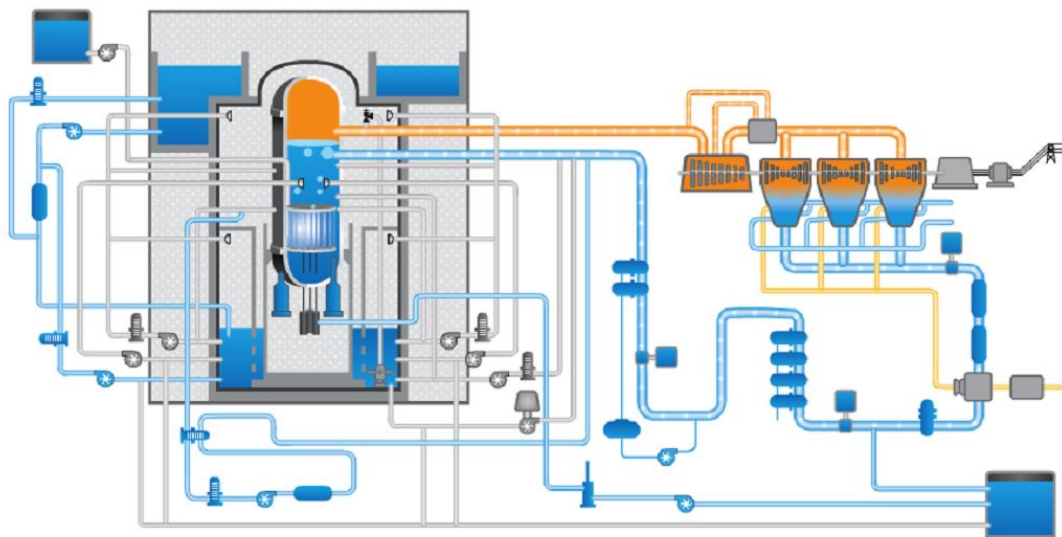
Характеристики:

- пасивна безопасност
- естествена циркулация; няма рециркуляционни кръгове или помпи
- подобрена безопасност (намалена вероятност за разрушаване на активната зона)
- експлоатационен живот 60 години
- по-голяма генерирана мощност (~ 1600 MWe)

✓ **Advanced BWR (ABWR)**

ABWR са реактори от трето поколение, базирани на реакторите с кипяща вода. ABWR са проектирани от General Electric и японските доставчици на BWR. Стандартният проект на централа ABWR има нетна мощност от около 1350 MW електрически.

Основните разлики между BWR и ABWR са: охладителните помпи на реактора се променят от комбинацията между рециркуляционни помпи и вътрешните ежекторни помпи (помпа вградена в корпуса на реактора), системата за задвижване на контролните пръти е променена с комбинация от задвижване с електромотор и хидравлично задвижване от налягането, и контейментът е изграден от стоманобето. Кашивазаки Карива блок-6 и блок-7 (електрическа мощност 1356MW) в Япония, е първата централа от този тип, пусната в експлоатация.



Корпус на реактора

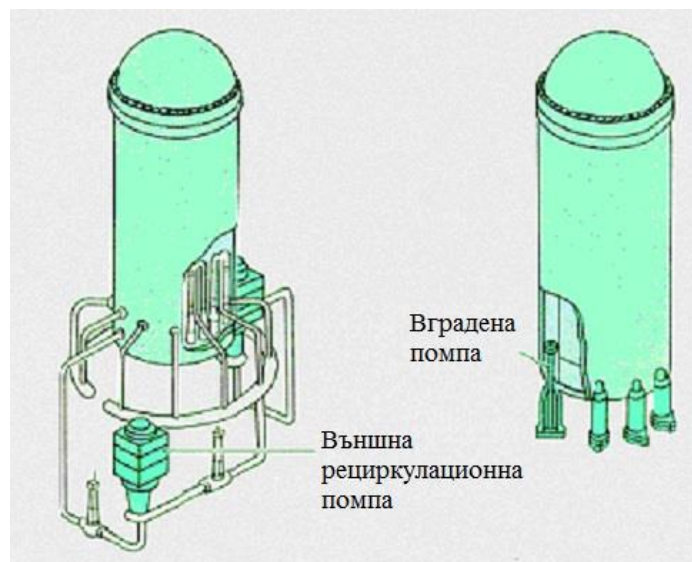
ABWR има вградени помпи, като част от системата за рециркулация на топлоносител, които са монтирани помпи в корпуса на реактора. Вътрешността на реактора се състои от вътрешнокорпусни устройства, като например паро-воден сепаратор и изпарителни устройства, както и горивните касети.

Използвайки своите 30 години опит в експлоатацията на BWR реактори, производителите са обърнали специално внимание на избора на правилния материал, като кобалтът е бил премахнат от сплавта. Стоманата от първите проекти е използвана за направата на материал за ядрени реактори (ниско въглеродни сплави), които са устойчиви на междузърнесто корозионно напукване. Основният метал на корпуса на реактора, който съдържа горивни касети, контролните пръти и вътрешнокорпусните елементи на реактора, е от ниско легирана стомана. Вътрешната повърхност на корпуса е облицована с неръждаема стомана, за да има устойчивост на корозия. Корпуса на реактор ABWR е висок 21м и има диаметър 7,1м. Голяма част от корпуса, включително четирите пръстена от активната зона до дъното, е направен чрез коване. Съдът няма дюзи по-големи от 5см в диаметър навсякъде под горната част на активната зона, тъй като външните контури на рециркулация са премахнати. Поради тези две функции, над 50% от всички шевове, на тръбите и тръбните опори в основната система са премахнати.



Премахване на външната система за рециркулация

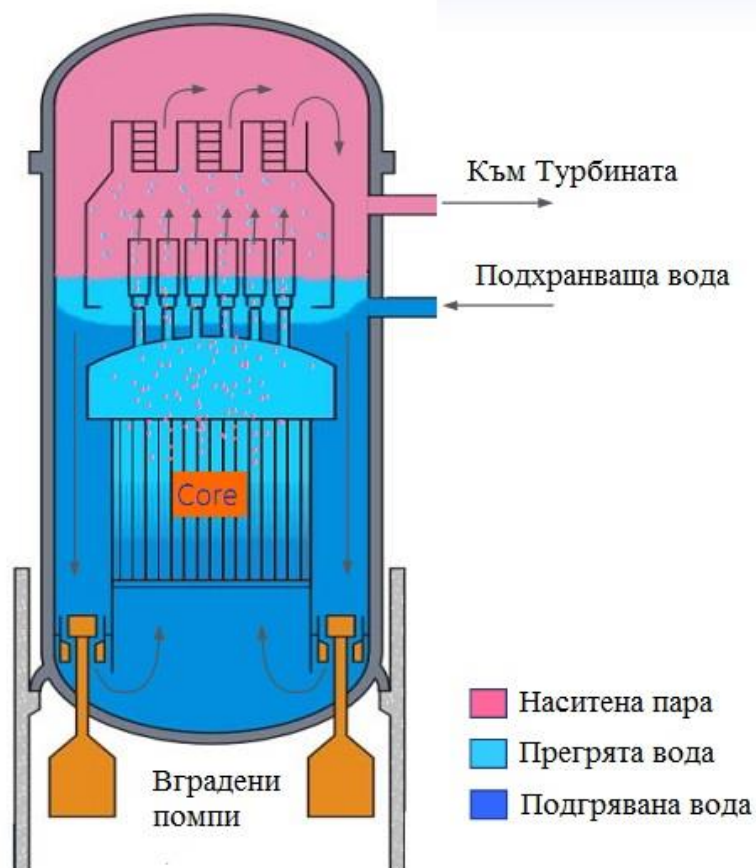
Една от уникалните характеристики на ABWR е това, че при него е елиминирана външната система за рециркулация. Външните помпи за рециркулация и тръбите са заменени с десет вградени помпи в реактора монтирани към дъното. Следователно, вътрешните помпи на реакторите елиминират всички ежекторни помпи (обикновено 10), всички външни тръбопроводи, изолационните вентили и дюзите с голям диаметър по корпуса на реактора.



Вградени помпи

Вградените помпи във вътрешността на корпуса на реактора (RPV) са значително подобрение в сравнение с предишните проекти на BWR реактори

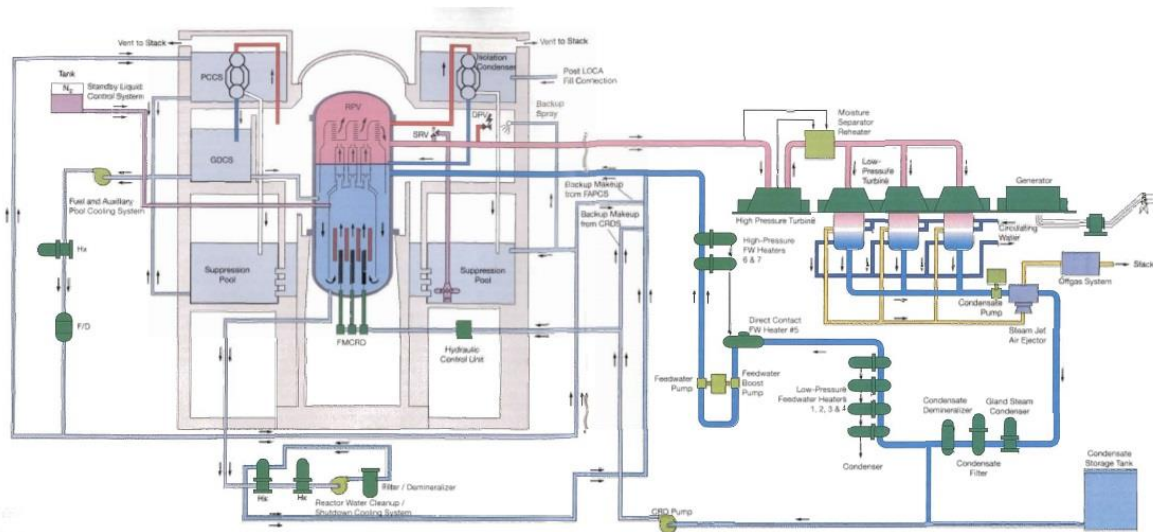
(BWR / 6 и по-старите). Тези помпи са свързани към дъното на корпуса на реактора и водят до премахване на огромните диаметри на отворите на външните рециркуляционни тръби, които са възможни пътища за теч. Десетте вградени помпи се намират в долната част на областта на вертикалните тръби. Вътрешните помпи намаляват необходимата помпена мощност, за същия поток, до около половината която се изисква от системата на ежекторни помпа с външни контури за рециркулация. По този начин, в допълнение към повишаване на безопасността и намаляване на разходите, дължащи се на премахване на тръбите, общата топлинна ефективност се увеличава. Премахването на тръбите за външна рециркулация също намалява радиационното облъчване на персонала по време на работа и ремонт на блока.



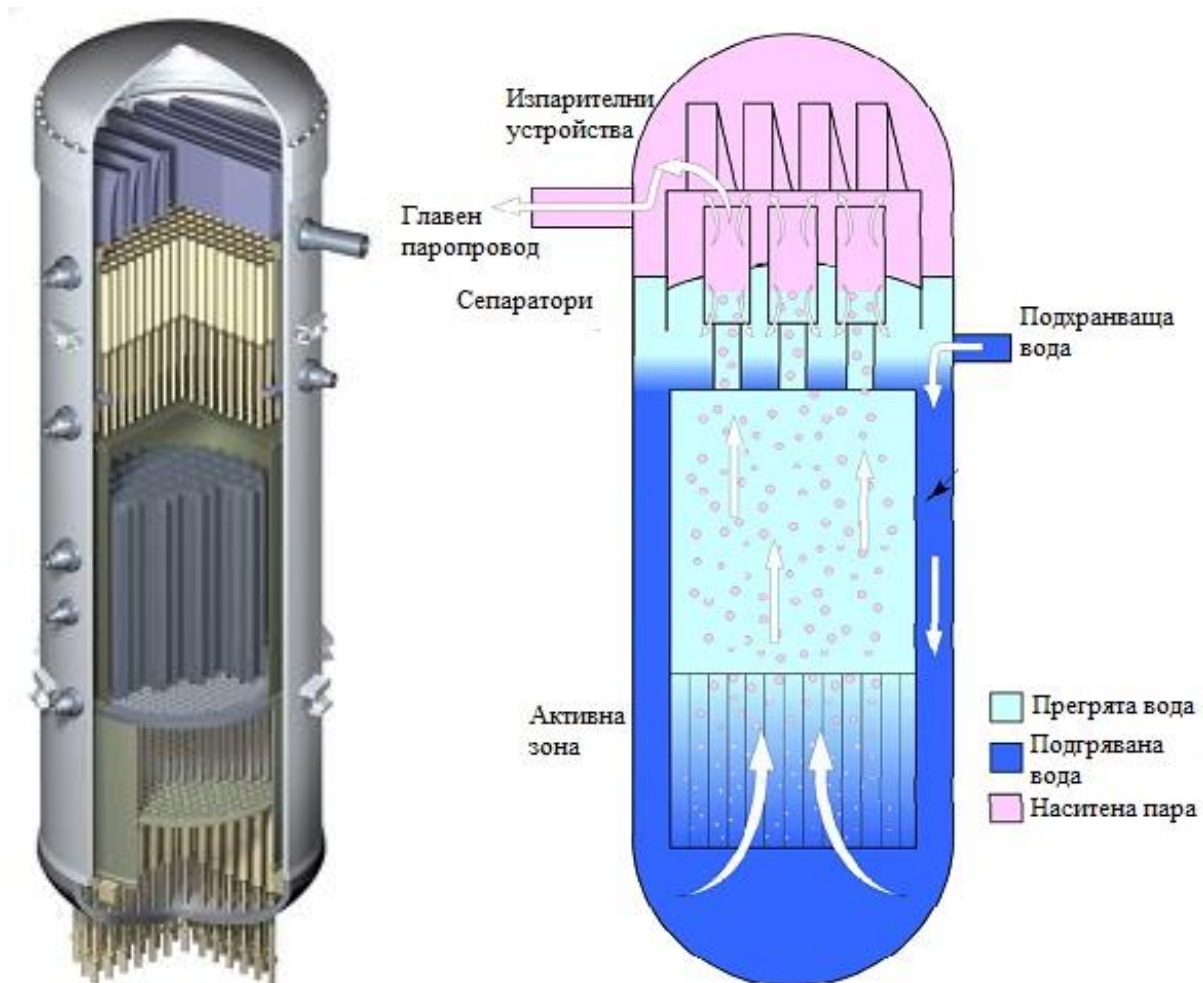
Първите реактори, които използват вградени помпи на са проектирани от ASEA-Atom (сега собственост Westinghouse Electric Company и Toshiba) и са построени в Швеция. Тези блокове са работели успешно в продължение на много години.

✓ ESBWR

Economic Simplified Boiling Water Reactor (ESBWR) е реактор от разширено трето поколение, който се основава на успеха на ABWR. И също като него е проект General Electric, въз основа на реактори тип BWR. ESBWR използва естествена циркулация, без помпи за рецикулация или свързаните с тях тръбопроводи. Това подобрение се постига чрез отстраняване на рецикулационни помпите и свързаните с тях електромотори, тръбопроводи, клапани, топлообменници, органи за управление и електрически системи за подпомагане, които съществуват при принудителна циркулация. Естествената циркулация в ESBWR също така елиминира риска от смущения на потока, произтичащи от смущения на циркулационната помпа.



Естествена циркулация е в съответствие с основните цели на програмата ESBWR: проект с пасивни системи за безопасност и постигнато опростяване чрез еволюционни подобрения. Повечето от компоненти в дизайна ESBWR са стандартни за BWR и са били използвани в продължение на години. Естествена циркулация е доказана технология. Ценен експлоатационен опит е натрупан от по-стари дизайни на BWR с естествена циркулация. Примери за блокове, използващи естествена циркулация са централата Humboldt Bay в Калифорния и централата Dodewaard в Холандия, които се експлоатират в продължение на 13 и 30 години, съответно.



Някои от основните характеристики ESBWR са:

- Опростени конструктивни особености: Пасивно отвеждане на остатъчното топлоотделяне директно в атмосферата. Единадесет системи са премахнати, спрямо предишните проекти. Това включва използването на 25% по-малко помпи, клапани и двигатели от другите конструкции BWR.
- Пасивни конструктивни особености в намаляване на броя на активните системи, повишаване на безопасността: Имаме е 11 пъти по-голяма вероятност най-големият астероид, близо до земята, да се сблъска със Земята през следващите 100 години, отколкото при ESBWR оперативното събитие, да доведе до освобождаването на продукти на делене в околната среда.
- Включването на функции, използвани в други оперативно-доказани реактори, включително пасивно охлаждане на контеймента, изолирани кондензатори, естествена циркулация.
- Използва се естествена циркулация и конвективно охлаждане.
- Ускорено изграждане по график, защото се строи от стандартизирани модули и предварително лицензиран дизайн. Прогнозира се срок на изграждане 36 месеца, от първото изливане на бетон до първото зареждане на активната зона.

Предимства и недостатъци

Предимства:

- ✓ Корпусът на BWR и свързаните компоненти и арматури работят при по ниско налягане- 7,5 МПа, в сравнение с PWR -15,8МПа;
- ✓ Работи при по-ниска температура на ядреното гориво;
- ✓ Имат по-малко компоненти, като например парогенератори, а при новите типове дизайни дори няма и външни циркуляционни кръгове;
- ✓ Вероятността за загуба на топлоносител и разрушаване на активната зона е по-малка, поради по-малко тръби, по-малко заварки и по-малък диаметър на тръбопроводите;
- ✓ BWR могат да бъдат проектирани да работят с естествена циркулация на топлоносител, така че циркуляционните помпи могат да бъдат премахнати изцяло;
- ✓ BWR не използват борна киселина за поддържане на реактивността, което предпазва корпуса и тръбопроводите от корозия;
- ✓ BWR са с много надеждни системи за безопасност;
- ✓ BWR са напълно подходящи за експлоатация за мирни цели като например за електропроизводство, топлопроизводство, обезсоляване, поради ниската си цена, простота и надеждност.

Недостатъци:

- ✓ Сложно изчисление на количеството изгарящото гориво по време на работа на реактора, поради двете фази на флуида в корпуса (вода и пара);
- ✓ По-голям корпус в сравнение с PWR, при еднакви големини на мощностите;
- ✓ Замърсяване на турбината с краткоживущи продукти на деленето. Това означава, че е необходимо екраниране и контрол на достъпа около турбогенератора по време на работа на реактора.
- ✓ Регулиращите пръти се вкарват от долу на горе с помощта на хидравличен акумулатор, за разлика с PWR чийто пръти падат под действието на гравитацията.

Заклучение:

Реакторите с кипяща вода са се утвърдили като един от водещите типове реактори. Преминали са през редица подобрения в конструкцията си с цел да увеличат предимствата и да намалят недостатъците си. Снабдени са с редица системи за безопасност, като в последния дизайн тези системи са изцяло пасивни, с което не отстъпят на новите разработени дизайни на PWR.