



**ТЕХНИЧЕСКИ УНИВЕРСИТЕТ – СОФИЯ**

**Енергомашиностроителен факултет**

**Катедра „Топло- и ядрена енергетика“**

# **Съвременни ядрени енергийни източници**

**Доклад**

**Борис Кузманов**



**2013**



# Съдържание

## 1. Въведение

## 2. Източници на енергия, при които топлинната енергия се получава за сметка на реакция на делене на ядра на тежки елементи с неутрони

2.1. Реактори с вода под налягане - ВВЭР/PWR

2.2. Реактори с топлоносител кипяща вода - BWR

2.3. Реактори със забавител тежка вода - PHWR

2.4. Реактори с топлоносител лека вода и забавител графит - LWGR

2.5. Газоохлаждаеми реактори със забавител графит - GCR

2.6. Реактори-размножители с бързи неутрони - FBR

## 3. Използвана литература и източници



## 1. Въведение

С бързия темп на развитие на индустрията и технологиите през ХХ век рязко нарастват нуждите на човечеството от електро- и топлоенергия както за промишлени, така и за битови нужди. Особено отражение в тази насока оказват Първата и Втората Световна Война, тъй като биват развити множество съоръжения за военни цели, които впоследствие намират своето приложение в ежедневието. Така стоят нещата и с ядрената технология, която първоначално била разработена за създаването на атомни бомби. След края на Втората Световна Война започва процес на реконструирането на наличната ядрена технология за употребата ѝ за мирни цели, т.е. биват създадени първите ядрени енергийни реактори, които били с експериментална насоченост и с ниска мощност.

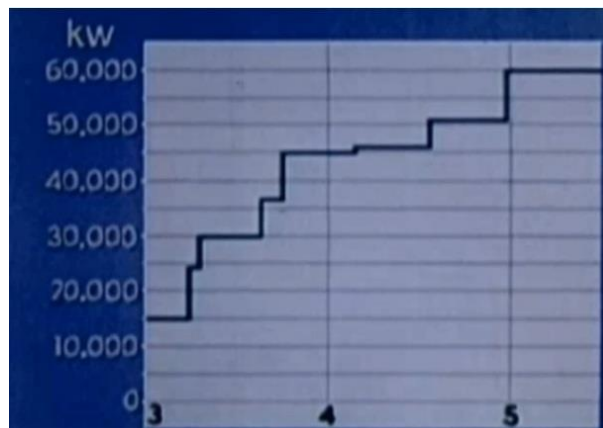
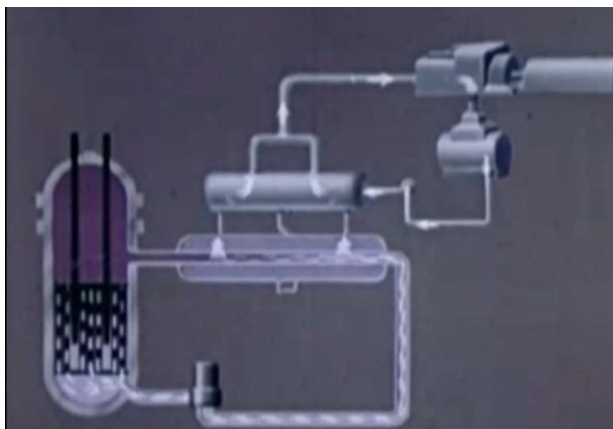
Най-голямо разпространение и приложение сред реакторите през годините са намерили корпусните реактори с вода под налягане (PWR), които заемат около 60% от всички изградени мощности в света. Освен като източник на топлинна енергия в ядрените електрически централи (ЯЕЦ) те намират приложение и като задвижваща мощност на плавателни съдове (ядрени подводници, големи трансгранични лайнери).

Първият реактор PWR е конструиран през 1954 г. за първата ядрена подводница (Nautilus) на американския флот. Само три години по-късно американската фирма Westinghouse пуска в експлоатация първата ядрена електроцентрала с гражданско предназначение (Shippingport NPP), която захранва успешно с електроенергия град Питсбург (Pittsburg), имащ популация над 600 000 души по това време.

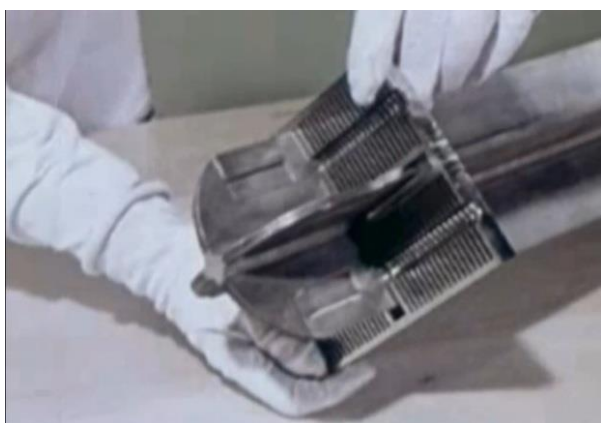




Централата в Шипингпорт е с двуконтурна топлинна схема, четири циркулационни кръга в първи контур и с електрическа мощност от 60 000, kW, която била достигната на петия ден след синхронизацията.



Преди да се осъществи този проект се правят поредица от изследвания за установяване на най-подходящата горивна композиция и материали за обвивката на топлоотделящите елементи (ТОЕ) и вътрешнокорпусните детайли на реактора. Като крайно решение се взема използването на уранов двуокис за направата на горивните таблетки и циркониева сплав за обвивките на ТОЕ, а управлението на реактивността се осъществява посредством регулиращи пръти от хафний с кръстовидно напречно сечение.



Правилността на това решение произлиза и от факта, че същите материали са широко разпространение в съвременните ядрени енергийни реактори.



Освен PWR сериозен дял (над 20%) от съвременните ядрени мощности заемат реакторите с топлоносител кипяща вода (BWR), поради предимствата, характерни и за реакторите с вода под налягане. Също така изгражданите днес „кипящи“ реактори са едноконтурни, което значително подобрява технико-икономическите показатели на централата, тъй като не е необходимо изработването на дебелостенни скъпоструващи конструкции (напр. парогенератори). Най-много изградени енергоблокове от този тип има в страните от източна Азия (Япония, Тайланд).

Друга добре развиваща се конструкция ядрени технология е тази на реакторите от канален тип. Различават се конструкции с вертикално разположение на технологичните канали (РБМК), както и с хоризонтално (CANDU).

В последно време особено внимание се обръща на проектите на ядрените реактори от т.н. четвърто (IV) поколение. Това основно са високотемпературни газоохлаждаеми реактори, както и реактори-размножители с бързи неутрони. Характерното при тях е възможността за възпроизводство на ядрено гориво, както завишените параметри на топлоносителя, следователно и на работното тяло, използвано в паротурбинния цикъл. Това води след себе си по-висок термичен к.п.д. на турбинната инсталация, а следователно и по-нисък относителен разход на гориво, т.е. произвеждане на същото количество електроенергия с по-малко количество изразходвано „свежо“ гориво спрямо наличните в момента източници на енергия.

С оглед на бързия темп на намаляване на органичните горива и възникващите в резултат на употребата им негативни климатични промени много от водещите страни в света пристъпиха към увеличаване на дела си на произвеждана енергия от ядрени източници. Това се дължи на безспорните позитиви, които имат ядрените съоръжения, някои от които са: надеждност на получаваната електроенергия и отсъствие на вредно емисионно замърсяване на околната среда. Някои от държавите, изграждащи нови ядрени електроцентрали в момента и имащи планове за други в бъдеще, са САЩ, Великобритания, Франция, Финландия,



Русия, Украйна, Китай, Ю. Корея, Тайван, Индия и др. От изброените значително впечатление прави ядрената програма на Китай, която е на път следващото десетилетие да измести САЩ от лидерската позиция по брой на експлоатирани ядрени мощности.



Един от съществените недостатъци на ядрените централи е високата стойност на капиталовложенията за изграждането им, поради силно развитите системи за ядрена безопасност. В насока за намаляването на размера на инвестицията усилено се работи в САЩ, като вече са налице и резултати. Новият проект на ядрен блок с реактор с вода под налягане (AP-1000) на Westinghouse е със занижени показатели на използвания метал за направата на съоръженията.

Друго решение се явява проектът на модулен реактор на Babcock & Wilcox, който е значително по-компактен от наличните ядрени централи. Целта на този тип съоръжение е да захранва всеки град, до който се изгражда. От тук отпада и необходимостта от избора на площадка, отговаряща на множество изисквания.

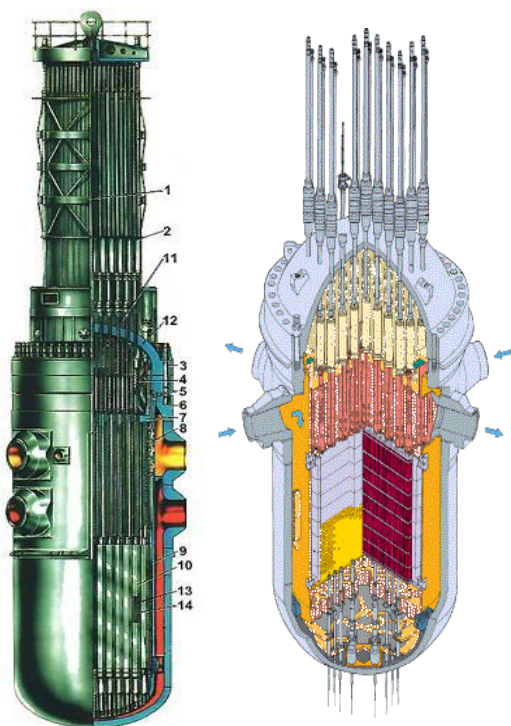
Целта на настоящия доклад е да разгледа и изясни конструкцията и принципа на действие на съвременните ядрени енергийни източници, като внимание е обърнато и на тенденциите за усъвършенстването им.



## 2. Източници на енергия, при които топлинната енергия се получава за сметка на реакцията на делене на ядра на тежки елементи с неутрони

### 2.1. Реактори с вода под налягане - ВВЭР/PWR

Това са хетерогенни реактори от корпусен тип, при които топлинната енергия се генерира вследствие на самоподдържаща се управляема верижна реакция на делене на ядрата на уран-235 ( $^{235}_{92}\text{U}$ ) с топлинни неутрони, при което се получават 2 или 3 нови неутрона и се отделя енергия (200, MeV) под формата на  $\gamma$ -кванти. За да протече реакцията на радиационно залавяне на неутрон, а впоследствие и на делене на урановото ядро, получените бързи неутрони трябва да бъдат забавени до топлинни енергии. Това се осъществява като в обема на активната зона се въведе вещество с добри забавящи и лоши поглъщащи свойства, наричано накратко забавител.



Фиг.2.1. Общ вид на реактор

ВВЭР (вляво) и PWR (вдясно)

Произвежданите в Русия реактори от този тип са известни под наименованието **ВВЭР** (Водо-водяной энергетический реактор), а тези, произведени в САЩ, Западна Европа и Азия - **PWR** (Pressurized Water Reactor).

При реактори с вода под налягане като забавител и топлоносител едновременно се използва лека (обикновена) вода под налягане, която подлежи на строг водохимичен режим, т.е. топлоносителят се извежда от първи контур (деконтаминира се). Това се налага,

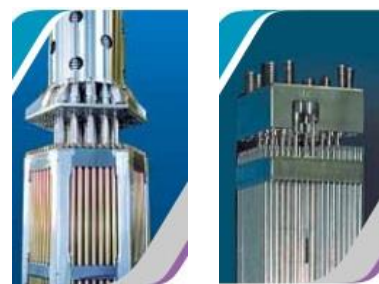


тъй като получените продукти на корозията водят до накипообразуване върху топлоотделящите елементи (ТОЕ) и нагревната повърхност на парогенератора. Това от своя страна значително влошава топлообмена, което би предизвикало прегрев на обвивката на ТОЕ и следваща деформация на горивните касети. Отлагането на продукти на корозията върху топлообменната повърхност на парогенератора оказва същия ефект както при вътрешнореакторните конструктивни елементи, като в случая това е особено нежелано поради възможността от пробив в някои от тръбичките, довеждайки до попадане на радиоактивно тяло във втори (нерадиоактивен) контур.

Използването на лека вода налага обогатяване на горивото, тъй като при използването на забавител лека вода и гориво природен уран (0,711%  $^{235}_{92}\text{U}$ ) не може да се постигне критична маса.

В реакторите с вода под налягане се изгаря слабо обогатено (до 5%  $^{235}_{92}\text{U}$ ) ураново гориво, което е под формата на таблетки от уранов двуокис ( $\text{UO}_2$ ). Горивните таблетки са с цилиндрична форма и се изработват с централен отвор, чрез промяната на диаметъра на който се извършва профилиране на енергоотделянето в активната зона на реактора. Таблетки се поставят в тръби с кръгло напречно сечение, изработени от циркониева сплав. Заедно те формират топлоотделящите елементи на горивните касети, които могат да бъдат с квадратно (PWR) или шестоъгълно (ВВЭР) напречно сечение. Между повърхностите на таблетките и обвивката на ТОЕ е необходимо да се гарантира достатъчен компенсационен обем (хлабина), който първоначално се запълва с хелий, а в последствие чрез него се отвеждат газообразните продукти на делене, отделени се през микропукнатините в горивото.

Освен формата на горивните касети друго конструктивно различие между ВВЭР и PWR е разположението на щуцерите на „студения“ и „горещия“ главен циркуляционен тръбопровод.



Фиг.2.2. Горивна касета на реактор

ВВЭР (вляво) и PWR (вдясно)





Технологичната схема на този тип ядрени централи е двуконтурна. Получаваната в парогенератора пара е суха наситена, което характеризира и сравнително ниския термичен к.п.д. на паротурбинната инсталация (около 30%). Този недостатък се преодолява частично чрез сепарация и междинно прегряване на парата след част високо налягане (ЧВН) на парната турбина.

В проектите на реактори с вода под налягане от поколение III+ са доразвити системите за ядрена безопасност, като при PWR са три канални, а при ВВЭР – четири канални. Хидроакумулаторите (УТ), действащи на пасивен принцип, са на две степени за разлика от III поколение, където е една степен. Осигурени са и пасивни системи за охлаждане на контейнмънта, който е двоен (вътрешна част от стомана и външна част от напрегнат железобетон). С оглед на натрупалите се аварии с разтопяване на активната зона (Three Mile Island, Чернобил, Fukushima) е изградено специално съоръжение, наречено уловител на стопилка (core catcher), имащо за цел да не допусне разпространението на разтопената активна зона в околната среда.

## 2.2. Реактори с топлоносител кипяща вода – BWR

**BWR (Boiling Water Reactor)** са хетерогенни реактори от корпусен тип, при които като забавител, топлоносител и работно тяло в пароводния термодинамичен цикъл в парната турбина се използва обикновена (лека) вода. Това значително опростява топлинната схема на централата, която в съвременните конструкции е едноконтурна. Тази схема се е наложила благодарение на доказалото се ниво на ядрена безопасност и добри технико-икономически показатели. Това позволява да се премахнат скъпоструващите парогенератори, което значително намалява обема на херметичната зона. Липсва и компенсатор на налягане, а регулирането на налягане се осъществява чрез байпасни клапани на турбината. Мощността на реактора се регулира чрез рециркулация на топлоносител, при което се променя плътността му, а оттам и забавящите и поглъщащите свойства на активната зона. Реакторният



корпус се изработва от стомана, която е с по-ниски изисквания за якост спрямо реакторите с вода под налягане, тъй като не е подложен на високо налягане.

Използването на генерираната в реактора водна пара за задвижване на парната турбина увеличава термичния к.п.д. на паротурбинната инсталация, а следователно подобрява и технико-икономическите показатели на централата.



Осъществяването на изпарението на водата в реактора изисква използването на силно развити сепарационни устройства, които най-често са на две степени (първа степен – циклонен сепаратор, втора степен – жалузиен сепаратор) и се разполагат в горната част

на реактора.

Фиг. 2.3. Общ вид на реактор ABWR / Монтиране на реакторния корпус на ABWR в Лунгмен, Тайван

Циркулацията на топлоносителя в съвременните „кипящи“ реактори (ABWR – Advanced Boiling Water Reactor) се осъществява посредством напълно интегрирана схема, при която осеве циркуляционни помпи са поместени в корпуса на реактора.

За минимизиране на разходите и при необходимост от инсталация с ниска мощност се изготвят и проекти с естествена циркулация (ESBWR – Economic Simplified Boiling Water Reactor).

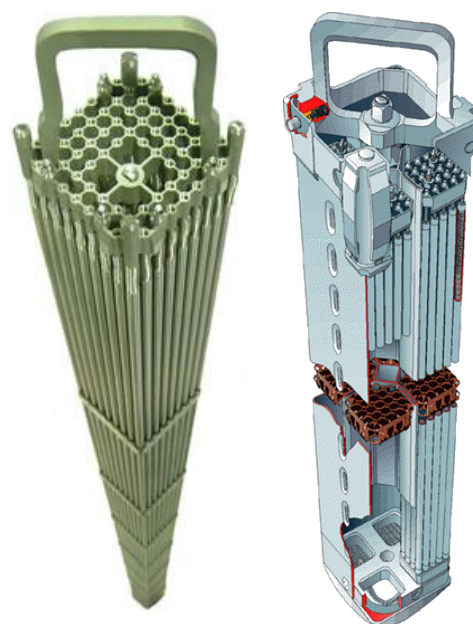
Регулиращите органи се въвеждат от долната страна на корпуса, което се дължи на разположените сепаратори в горната част, както и затруднената работа на задвижващите механизми на системите за управление и защита (СУЗ) при контакт на парата с тях.



Използваното гориво е  $UO_2$ , оформено във вид на горивни таблетки. ТОЕ са с цилиндрична форма и обвивка от циркониева сплав (циркалой-2, циркалой-4). Горивните касети са с квадратно напречно сечение и насочващи флуида прегради, между които преминават регулиращите органи, имащи пластинчата форма и кръстовидно напречно сечение.

Предимства на този тип реактори са опростената схема на технологичната схема, отсъствието на скъпоструващи съоръжения, намален обем на оборудването, а оттам и на контейнмънта и възможността за създаване на конструкции с ядрен прегрев на парата.

Като недостатък може да се отчете намалената стойност на обемното енергоотделяне, поради влошените забавящи свойства на парата в сравнение с водата, което определя и по-големият размер на реакторния корпус от този на реакторите с вода под налягане.



Фиг. 2.4. Горивни касети на BWR

Съществено затруднение при експлоатацията на BWR е засиленото накипообразуване върху обвивката на ТОЕ, поради увеличението на концентрацията на примеси във водата при изпарение. Поради това се изисква цялото количество кондензат след парната турбина да преминава през йонообменни филтри за пречистване от съдържаните в него примеси, т.е. поддържане на строг водохимичен режим.

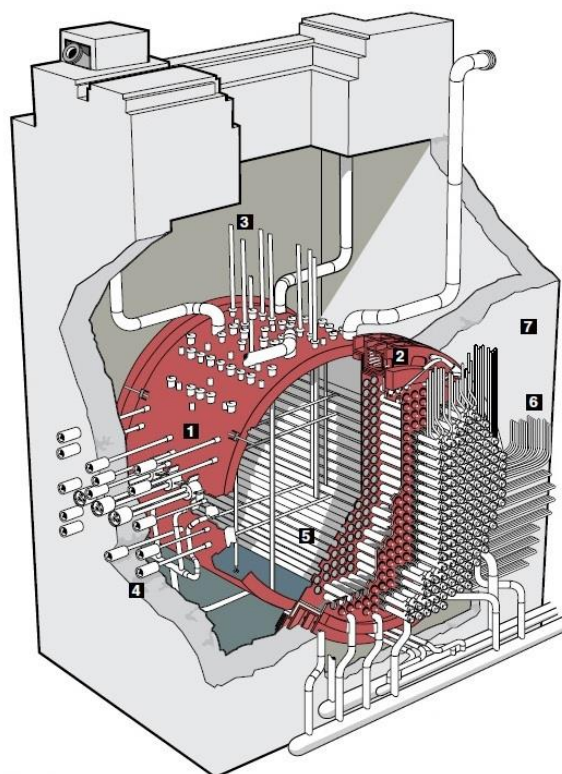


## 2.3. Реактори със забавител тежка вода – PHWR

Според вида на конструкцията и използвания топлоносител с най-добри технико-икономически показатели са следните видове тежководни реактори:

- Реактори с канална конструкция, със забавител и топлоносител тежка вода под налягане;
- Реактори с канална конструкция, със забавител тежка вода и топлоносител кипяща лека вода;
- Реактори с корпусна конструкция, със забавител тежка вода и топлоносител газ.

С най-добри показатели и съответно най-разпространени съвременни конструкции на канални реактори със забавител тежка вода (PHWR - Pressurized Heavy Water Reactor) са от типа CANDU (Canada Deuterium Uranium), при които за забавител и топлоносител се използва тежка вода, а горивото е природен уран. Реакторът представлява хоризонтален цилиндър от неръждаема стомана, наречен каландър, в който се разполагат технологичните канали. В каналите са поместени горивните касети с кръгло



- |   |  |
|---|--|
| 1 - Каландър  | 4 - Инжектиране на отровител                 |
| 2 - Стоманени прегради на каландъра (биологична защита) | 5 - Горивни канали                           |
| 3 - Регулиращи органи                                   | 6 - Циркулационни помпи                      |
|   | 7 - Бетонен херметичен обем, запълнен с вода |

Фиг. 2.5. Общ вид на реактор CANDU

напречно сечение и обтичащи се надлъжно от тежководния топлоносител. Теплоотделящите елементи са образувани от цилиндрични таблетки от  $UO_2$  и обвивка от циркалой, като формираната касета е с дължина около 500 mm.



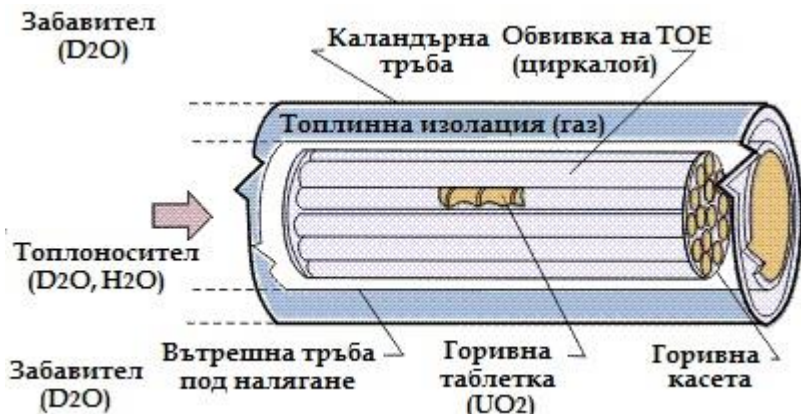
Фиг.2.6. Горивна касета на CANDU

Технологичната схема на реакторите CANDU е двуконтурна с четири главни циркулационни кръга. Тя наподобява схемата на реакторите PWR, като основните разлики са наличието на каландър вместо реакторен корпус и тръбопроводите, свързващи горивните

канали с входящите и изходящите колектори от двете страни на каландъра.

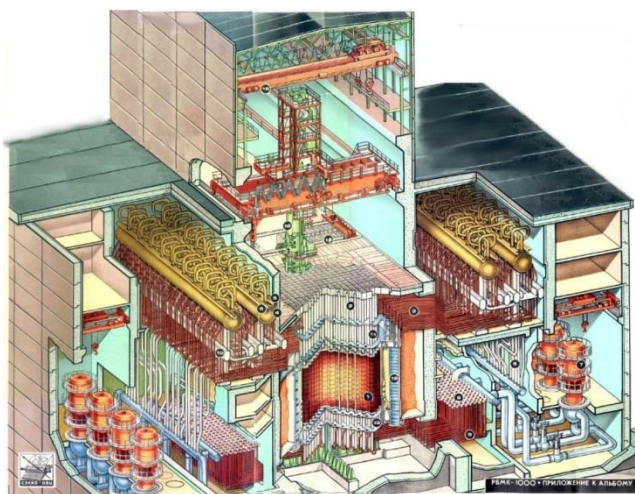
Пространството в каландъра между тръбите на технологичните канали е запълнено с тежководния забавител, който е с ниско налягане и ниска температура. Ниската температура на забавителя е продиктувана от факта, че при повишаване на температурата си над  $100^{\circ}\text{C}$  тежката вода рязко влошава забавящите си свойства. Поради този факт се изгражда допълнителен автономен контур, който да осигурява охлаждането на забавителя. Ниската температура на забавителя се осигурява и посредством топлинна изолация от газ между каландърната тръба и вътрешната тръба на технологичния канал, поемаща налягането на топлоносителя.

Като недостатъци при този тип реактори се явяват усложнената схема на презареждане с гориво и положителната обратна връзка по реактивност. Последното се избягва като за топлоносител се използва обикновена вода, а горивото е слабо обогатен уран. Това е реализирано в усъвършенстваните конструкции на CANDU реакторите (ACR).



Фиг.2.7. Технологичен канал на реактор CANDU

## 2.4. Реактори с топлоносител лека вода и забавител графит - LWGR



Реакторите LWGR (Light Water-cooled Graphite-moderated Reactor) са от канален тип, като за забавител се използва графит, а топлоносителят е лека вода, която може да е под налягане или кипяща (с ядрен прегрев на парата). Най-разпространени от този тип реактори е съветския РБМК (Реактор Большой Мощности Канальный).

Фиг. 2.8. Общ вид и разположение на основните елементи на реактор РБМК

Технологичната схема на РБМК е едноконтурна с два циркуляционни кръга, съдържащи по два барабан-сепаратора и четири циркуляционни помпи (три работещи и една в резерв). Технологичните канали са с вертикално направление и са оформени от графитни блокове, използвани за забавител. В каналите се разполагат цилиндрични ТОЕ, които се обтичат надлъжно от топлоносителя, претърпяващ фазово превръщане, при което се генерира суха наситена пара. Всеки ТОЕ се състои от циркониева обвивка и горивни таблетки от слабо обогатен уранов двуокис (до 2%).

Реакторът се изгражда на площадката на централата поради големите размери на активната зона, дължащи се на по-лошите забавящи свойства на графита в сравнение с леката и тежката вода.



Фиг. 2.9. ТОЕ на РБМК

Този вид реактор има някои съществени недостатъци, най-важният от които е положителната обратна връзка по реактивност. Те се оказват определящи за крайния ход на експеримента, проведен през 1986 г. в ЯЕЦ "Чернобил", като в случая трябва да се отчете и човешкият фактор.



Съществено подобряване на конструкцията и компенсиране на недостатъците се постига с проекта **МКЭР** (**М**ногопетлевой **К**анальный **Э**нергетический **Р**еактор) от трето поколение. Основните подобрения са:

- Увеличаване на обогатяването на горивото от 2% на 2,4%;
- Реакторът е съоръжен с две независими системи за аварийно спиране, т.е. чрез регулиращи пръти, броят на които е увеличен от 30 на 45, и чрез вкарване на течен погълтател в активната зона;
- Пасивна система за охлаждане с продължителност над 72 часа при аварии с отказ на ГЦП;
- Редуцирано време за сработване на аварийната защита от 18 на 12 секунди;
- Взети са мерки против непозволен достъп до аварийните системи за безопасност;
- Реакторното оборудване е поместено в херметични боксове.

## 2.5. Газоохлаждаеми реактори със забавител графит - GCR

**GCR** (**Gas-cooled Reactor**) са реактори от корпусен или басейнов тип, при които като топлоносител се използва газ ( $\text{CO}_2$ , He), а забавителят е графит. Трите най-разпространени разновидности на графито-газови реактори, представляващи и еволюционното им развитие, са **MAGNOX** (**M**agnesium **n**on-**o**xidising – *наименование на магнезиева сплав, използвана за обвивката на ТОЕ*), **AGR** (**A**dvanced **G**as-cooled **R**eactor – *усъвършенстван газоохлаждаем реактор*) и **HTGR** (**H**igh **T**emperature **G**as-cooled **R**eactor – *високотемпературен газоохлаждаем реактор*). Изгаряното гориво е природен уран в метална форма при **MAGNOX**, слабообогатен ( $2,5 \div 3,5\% \text{}^{235}\text{U}$ )  $\text{UO}_2$  при **AGR** и високообогатено керамично или окисно гориво при **HTGR**.

Реакторите от този тип се характеризират с най-големи размери на активната зона спрямо останалите видове реактори, дължащи се на големия обем на забавителя, тъй като забавящата способност ( $\xi\Sigma_s$ ) на графита е около 20 пъти по-малка от тази на водата.



Основно предимство на газоохладяемите реакторни конструкции е възможността за създаване на активна зона с гориво без обогатяване и с висок коефициент на възпроизводство на делящи се изотопи. Друго предимство при използването на газови топлоносители е, че те не се активират и не се замърсяват с продукти на корозията. Също така като предимство се явява и високата температура на топлоносителя, откъдето следва и повишаване на параметрите на парата във втори контур, а съответно и по-висок термичен к.п.д. на паротурбинната инсталация. Може също така да се реализира и едноконтурна технологична схема с газотурбинен цикъл.

Топлофизичните свойства на газовите топлоносители (нисък коефициент на топлопроводност и малък специфичен топлинен капацитет) налагат необходимостта от интензифициране на топлообмена, което се постига чрез увеличаване на топлообменната повърхност на горивните елементи и повишаване на налягането на топлоносителя чрез газови компресори.

Специфично за графито-газовите реактори е тяхното голямо разнообразие и непрестанно усъвършенстващите се конструкции. Различават се както по вида на корпусната си конструкция, така и по вида на напречното сечение на графитните колони, използвани за забавител, и оформлението на топлоотделящите елементи.

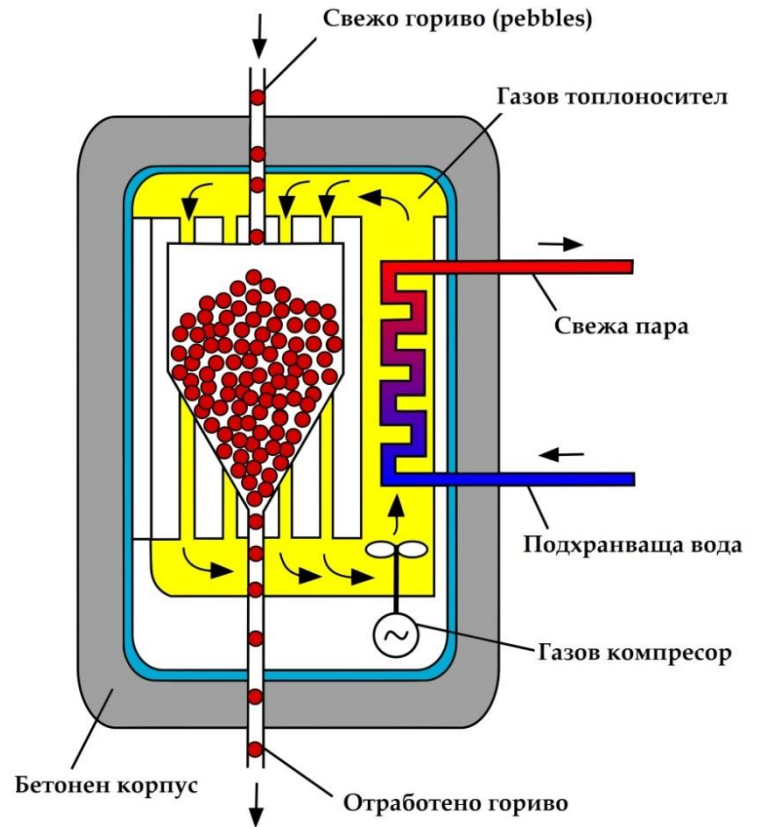
За разлика от реакторите MAGNOX, които са от корпусен тип, реакторите AGR и HTGR са с интегрален дизайн, като корпусите на всички конструкции са изработени от предварително напрегнат бетон (с изключение на първите конструкции на MAGNOX, които са изградени от стоманени пръстени).

Първоначално като топлоносител при газоохладяемите реактори се използва въглероден двуокис ( $\text{CO}_2$ ), докато в съвременните конструкции топлоносителят е хелий (He).

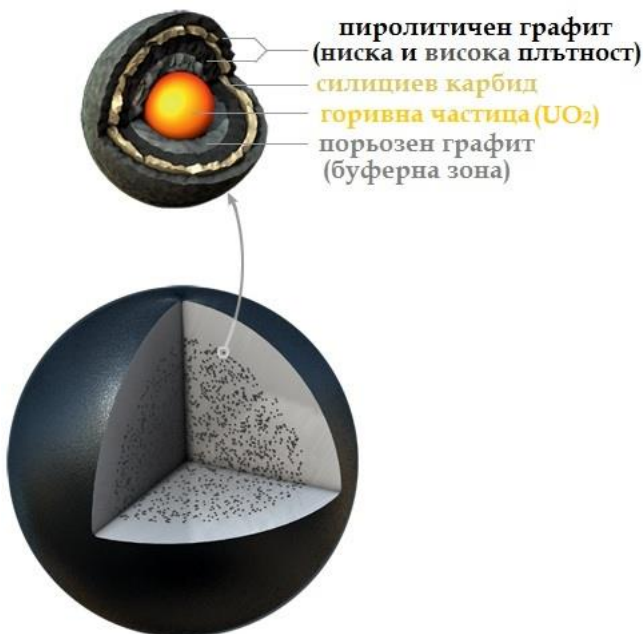




При реакторите от типа HTGR се използва дисперсно ядрено гориво, поради високите температури в активната зона, които не допускат използването на ТОЕ с метални обвивки. При дисперсните ядрени горива горивните частици са равномерно разпределени в матрица от материал, който е слаб поглъtitел на неутрони и не изменя свойствата си при облъчване. Всяка горивна частица от горивото може да се разглежда като микротоплоотделящ елемент (**TRISO** - **T**ristructural - **i**sotropic), а забавителят - като негова защитна обвивка.



Фиг. 2.10. Общ вид на реактор PBR



Фиг.2.11. Сферичен теплоотделящ елемент и микротоплоотделящ елемент TRISO

усъвършенствани високотемпературни газоохладяеми реактори с насипна активна зона от модулен тип (PBMR), при които в турбинната инсталация се осъществява директен (прав) цикъл Брайтън.



## 2.6. Реактори-размножители с бързи нейтрони – FBR

Реакторите-размножители с бързи нейтрони (FBR – Fast Breeder Reactor) са ядрени реактори, при които основният дял на получаваната енергия се дължи на реакция на делене на изотопа  $^{238}_{92}\text{U}$  при взаимодействието му с нейтрони с високи енергии. Този тип реактори позволява да се осъществи разширено възпроизводство на ядрено гориво, тъй като има коефициент на възпроизводство по-голям от единица ( $K_B > 1$ ). Характерна особеност на реакторите FBR е наличие на зона на възпроизводство (екрани), която се състои от касети с ГОЕ от природен или слабообогатен уранов двуокис и обвивка от неръждаема стомана. Екраните от своя страна се делят на странични, разположени около активната зона, и горен и долен екран, разположени съответно над и под активната зона. Горивните касети в активната зона съдържат високообогатен уранов двуокис.

Като топлоносител се използва течен метал, който обикновено е натрий (Na), тъй като не забавя нейтрони и има добра топлоотвеждаща способност, което е от особена важност при високата енегонапрегнатост на активната зона при този тип реактори.

При реакторите-размножители с бързи нейтрони се различава два вида конструкции. Първата е от корпусен тип, която не се прилага в съвременните конструкции, т.к. има значително количество тръбопроводи, което увеличава вероятността за възникване на аварии с изтичане на течен натрий. Втората конструкция е с интегрален дизайн, при която реакторното оборудване са поместени в общ корпус, в който циркулира топлоносителят. Тази конструкция се характеризира със затруднения начин на презареждане със свежо гориво, което се възвършва под нивото на натрия и при херметичен контур. Позитив е отсъствието на голямото количество тръбопроводи, през които да преминава течен метал, което ограничава възможността за появата на аварии с изтичането му.

Използването на натрий за топлоносител води след себе си и някои недостатъци. При облъчване с нейтрон Na се активира, лесно запалим е



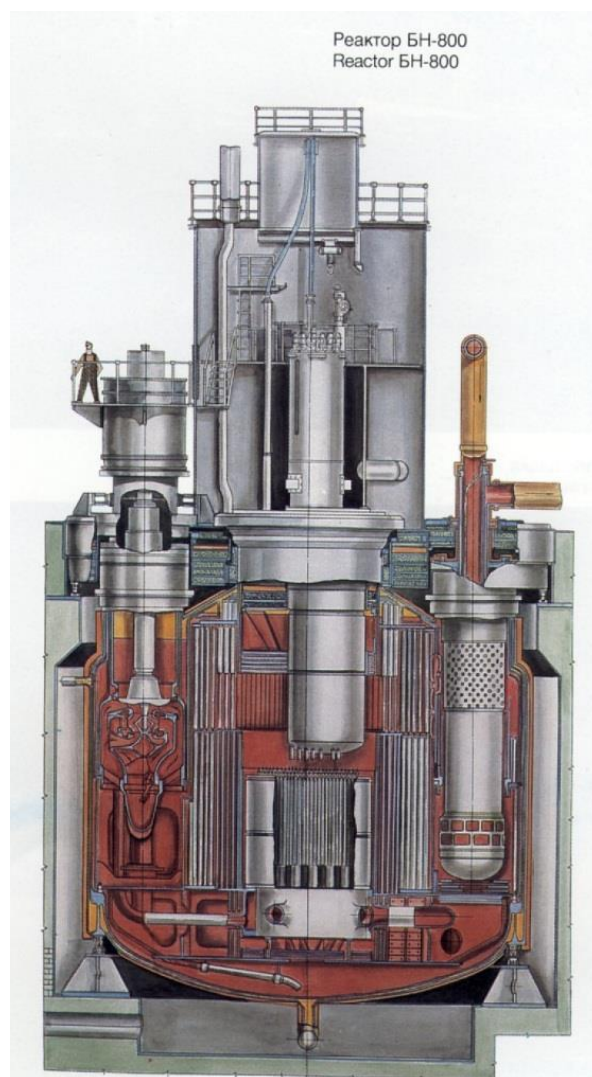
и химически активен. Освен това използването му като топлоносител налага изграждането на системи, които да го поддържат в течно състояние и работещи непрекъснато.

Технологичната схема реакторите от типа FBR е триконтурна, като в първи и втори контур циркулира течен метал, а в трети – вода и водна пара (парогенераторен контур). Реакторният (първи) контур има 3 циркуляционни кръга, всеки от които се състои от циркуляционна помпа и 2 междинни топлообменника. Чрез изграждането на втори (междинен) контур се ограничават последствията при пробив в контура и контакт на натрия с водата, при което се получава бурна реакция. По този начин аварията с изтичане на топлоносител се локализира в междинния контур, а реакторът остава незасегнат.

Много голямо предимство на реакторите от типа FBR е частичното решаване на проблема с радиоактивните отпадъци, т.к. при облъчване с неутрони с високи енергии протича трансмутация на дългоживущите актиниди в краткоживущи изотопи.

В момента в експлоатация се намира реакторът с бързи неутрони БН-600 на 3-ти блок в ЯЕЦ „Белоярск“, като през 2014 се предвижда да е пускът на БН-800 в същата централа.

В новите проекти на реактори-размножители с бързи неутрони се предвижда освен използването на топлоносител течен натрий, а също и газови топлоносители, топлоносител олово или смес от олово и бисмут.



Фиг. 2.12. Общ вид на реактор БН-800



### 3. Използвана литература и източници

- 3.1. Георги Глухов, Ядрени енергийни реактори, второ основно преработено и допълнено издание, ИФО Дизайн, София, 2004 г.
- 3.2. Владимир Велев, Калин Филипов, Ядрени горива, ИФО Дизайн, София, 2008 г.
- 3.3. Владимир Велев, Калин Филипов, Ядрена техника, ИФО Дизайн, София, 2011 г.
- 3.4. Б. А. Дементьев, Ядерные энергетические реакторы, 2-е издание, переработанное и дополненное, Москва энергоатомиздат, 1990 г.
- 3.5. <http://www.iaea.org/NuclearPower/aris/>
- 3.6. <http://www.rosatom.ru>
- 3.7. <http://www.tvel.ru>
- 3.8. <http://www.mhi.co.jp>
- 3.9. <http://www.world-nuclear.org>