

Доклад

на тема

„Реакторите от IX-то поколение”

Изготвил:

Светослав Велев

София 2013

Увод

Около 15 % от производството на енергия по света се дължи на ядрената енергетика. Ядрените електрически централи са съоръжения за производство на електричество с използване на енергия, отделяна при разпад на атомното ядро, при условия на контролирана верижна реакция. В основата си представлява топлоелектрическа централа, която използва ядрен реактор за производство на топлинна енергия, от която се произвежда електричество. Предимствата са, че ядрените електроцентрали биха могли да произвеждат електричество, дори и когато има недостатъци на въглища, петрол, природен газ и нефт. Те имат нужда от по-малко гориво, в сравнение с централите, които изгарят изкопаеми горива. От един тон уран се произвежда енергия, колкото от няколко милиона тона въглища или няколко милиона барела петрол. Недостатъци обаче има. При ядрената радиация се увреждат клетките на тялото. Това може да причини заболявания или дори смърт. Поради тази причина ядрените реактори непрекъснато се усъвършенстват и системите за безопасност се модернизират.

Реакторите от четвърто поколение са проекти на ядрени реактори, които все още са в процес на проучване. Повечето от тези проекти като цяло не се очаква да бъдат на разположение преди 2030 година. Текущите реактори, които в момента се експлоатират по целия свят са от второ и трето поколение. Повечето реактори от първо поколение са изведени от експлоатация или са в процес на извеждане от експлоатация.

Evolution of Nuclear Power



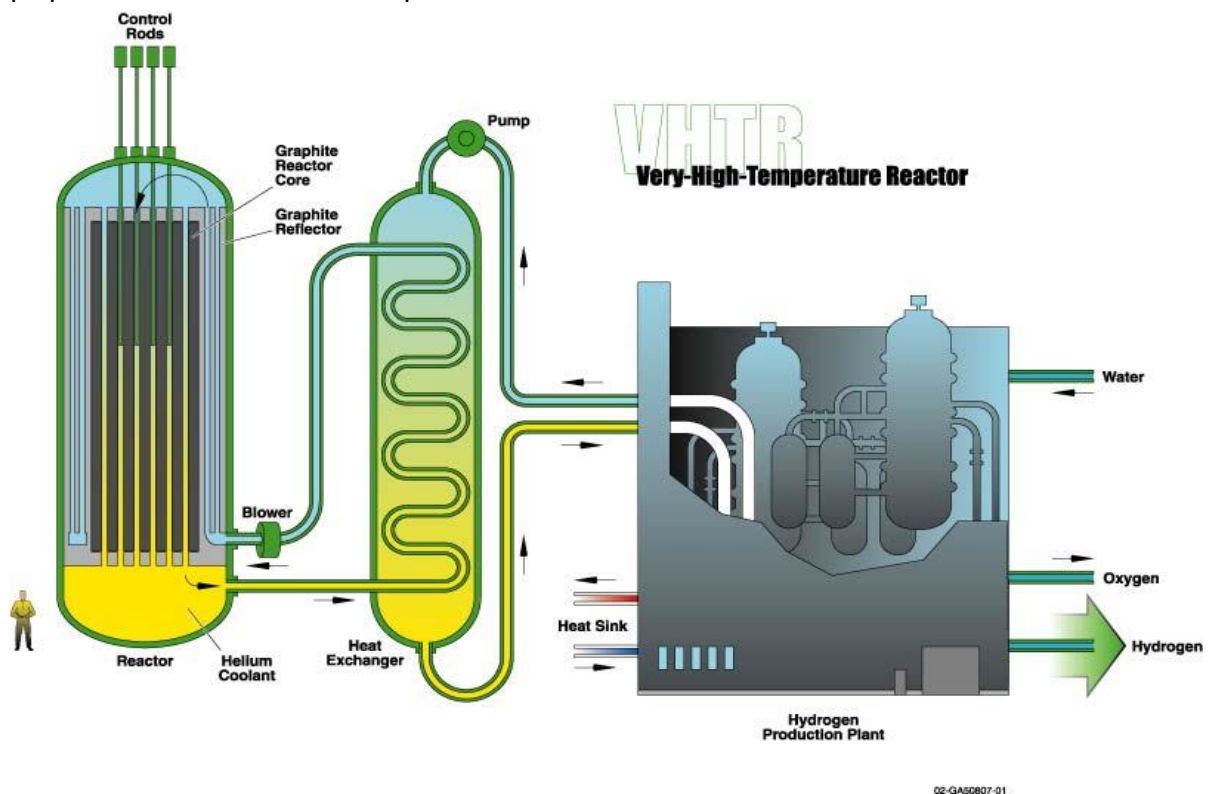
Еволюция на ядрените мощности

1. Реактори на топлинни неутрони.

1.1. Високо температурен реактор.

Високо температурен реактор от четвърто поколение е концепция, която използва графитен забавител и ураново ядрено гориво с отворен горивен цикъл. Топлоносителят при високо температурните реактори може да достигне температура от 1000°C на изхода от реактора. Активната зона може да бъде конструирана по два начина. При първия начин активната зона е изградена от шестоъгълни графитни блокове (както при РБМК). При втория вариант активната зона е засипана от така наречените дисперсни горива. Делящият изотоп при тях е равномерно разпределен в матрица от графит. Всяка частица може да се разглежда като микротоплоотделящ елемент.

Като ядрено гориво се използват така наречените TRISO частици. Основно се изработват от уранов двуокис, но е възможно да се изработят и от уранов карбид. Частиците може да са разпределени в матрица или в канали които преминават през графитните блокове както е при РБМК.



Фиг. 1.1. Високо температурен реактор от IX поколение.

Като топлоносител се използва хелий. Хелият е инертен газ и като цяло няма да реагира с материалите използвани в активната зона. Не се активира, когато е

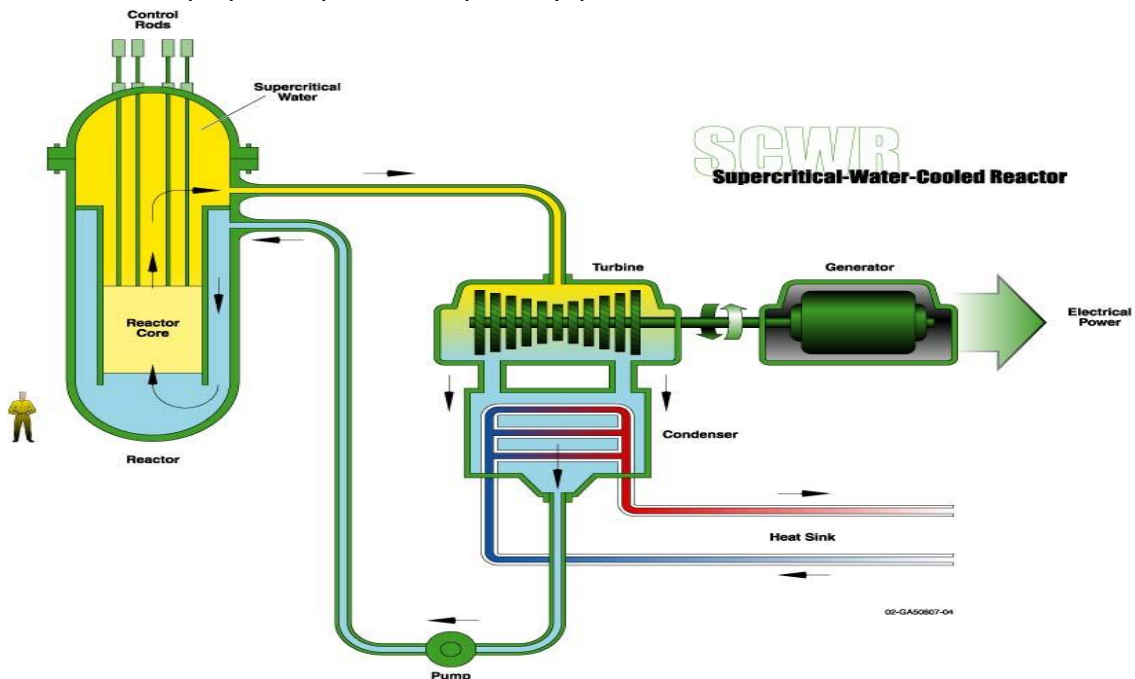
подложен на неутронно лъчение. Може да се използва и течност от разтопени соли за охлаждане на матрицата. Охлаждането с втечнени соли има много атрактивни възможности. Течните соли започват да кипят, когато температурата е по-висока от 1400°C.

Когато активната зона е изградена от графитни колони, контролните пръти се разполагат в канали преминаващи през графитните блокове. Когато реактора е изграден от насипна активна зона, контролните пръти се разполагат в графитния отражател. Може да се контролира неутронния поток и чрез добавяне на частици в матрицата, които съдържат материали с големи сечения на поглъщане на неутрони.

1.2. Суперкритичен воден реактор.

Суперкритичният воден реактор е концепция реактори от четвърто поколение, която използва суперкритична вода като работен флуид. Тези реактори приличат на реакторите с лека вода, но работят при по-високо налягане и температура и са с едноконтурна технологична схема, както при кипящите реактори . Суперкритичният ядрен реактор е обещаваща и усъвършенствана ядрена система поради високата си ефективност (45%) и прост дизайн.

Използва се суперкритична вода като забавител и като топлоносител. Над критичната точка парата и водата имат еднаква плътност и са неразличими, което премахва необходимостта от парогенератори. Опростяването на суперкритичните реактори би трябвало да намали разходите за строителство и подобряване на надеждността и безопасността. Неутронния спектър частично ще бъде модерирен, може би както при реакторите на бързи неутрони.



Фиг 1.2. Суперкритичен воден реактор.

Горивото вероятно ще бъде като традиционното гориво при леко водните реактори поставено в топлоотделящи елементи групирани в касети. Обогащаването на горивото ще трябва да бъде по-високо за да се компенсира поглъщането на неутрони от обвивката на топлоотделящите елементи, които не могат да бъдат направени от цирконий защото бързо ще корозират. Може да се използва неръждаема стомана или никелови сплави. Контролните пръти вероятно ще бъдат както при сегашните леководни реактори.

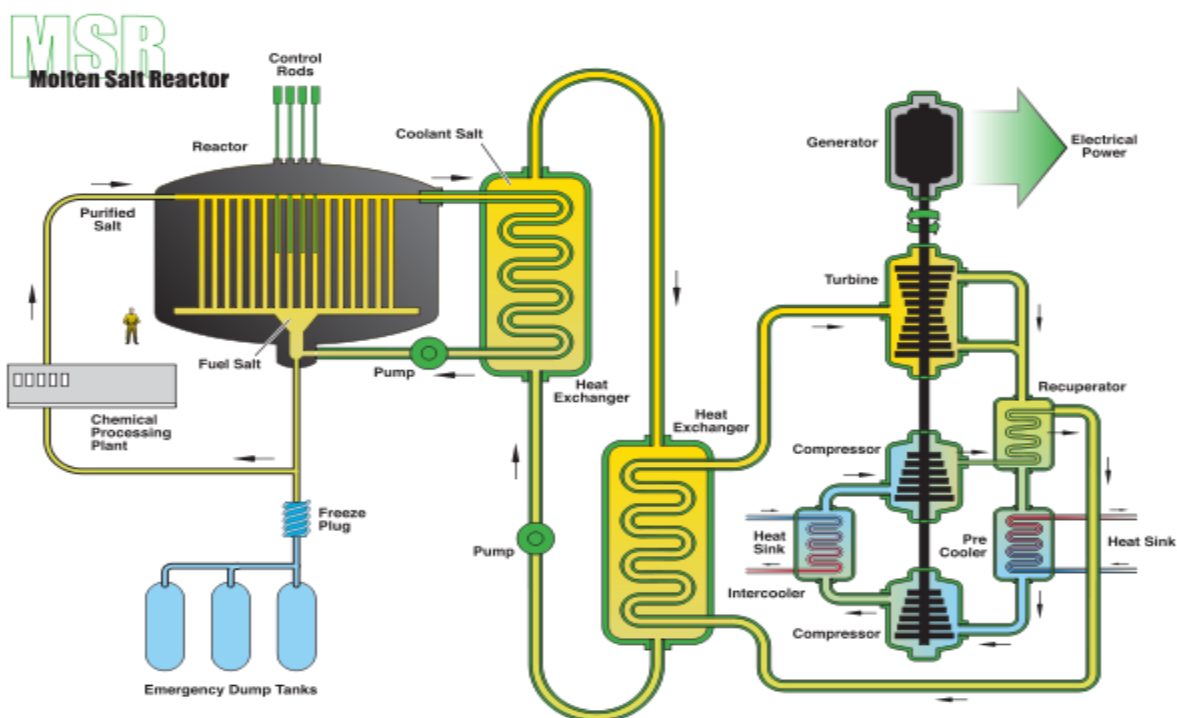
Суперкритичните реактори притежават редица предимства. По високите температури и използването на суперкритичният цикъл на Ренкин подобряват ефективността. Колкото е по-висока ефективността, толкова ще бъде намалена нуждата от гориво. Суперкритичната вода има много добра топлопроводност, което позволява висока плътност на неутронния поток.

Суперкритичният реактор е замислен с едноконтурна схема, където пара или суперкритична вода от активната зона се използва директно в турбината. Това опростява конструкцията.

1.3. Реактор с топлоносител разтопени соли.

При тези ядрени реактори топлоносителят е смес от соли. Работят при по-високи температури в сравнение с водно охлаждащите реактори, като целта е постигането на по-висока термодинамична ефективност. Работата на реактора близо до атмосферното налягане намалява механичното напрежение върху корпуса, като по този начин опростява конструкцията и повишава безопасността. Така вероятно ще бъде възможно да се построи и да се експлоатира ядрена централа по-евтино в сравнение с термичните централи.

Ядреното гориво може да бъде твърдо или разтворено в самата охлаждаща течност. В много проекти ядреното гориво се разтваря в топлоносител като уранов тетрафлуорид. Забавителят при този вид реактори е графит. При варианта с твърдото гориво в активната зона е равномерно разпределено дисперсно гориво в матрица от графит. Солите отнемат топлина много по-ефективно от водата.



Фиг. 1.3. Реактор с разтопени соли

2. Реактори на бързи неутрони.

Научноизследователската работа за създаване на реактори с бързи неутрони започва още в края на четиридесетте години на XX век, когато става ясно, че тези реактори позволяват да се осъществи разширено възпроизводство на ядрено гориво.

Съществуват някои особености в кинетиката на реакторите с бързи неутрони свързани с по-малкото средно време на живот на бързите неутрони и с по-малкия добив на закъсняващи неутрони при деленето на плутония. Това повишава изискванията към системата за управление и защита.

При реакторите с бързи неутрони може да се постигне коефициент на възпроизводство по-голям от единица, което позволява да се осъществи разширено възпроизводство на ядрено гориво.

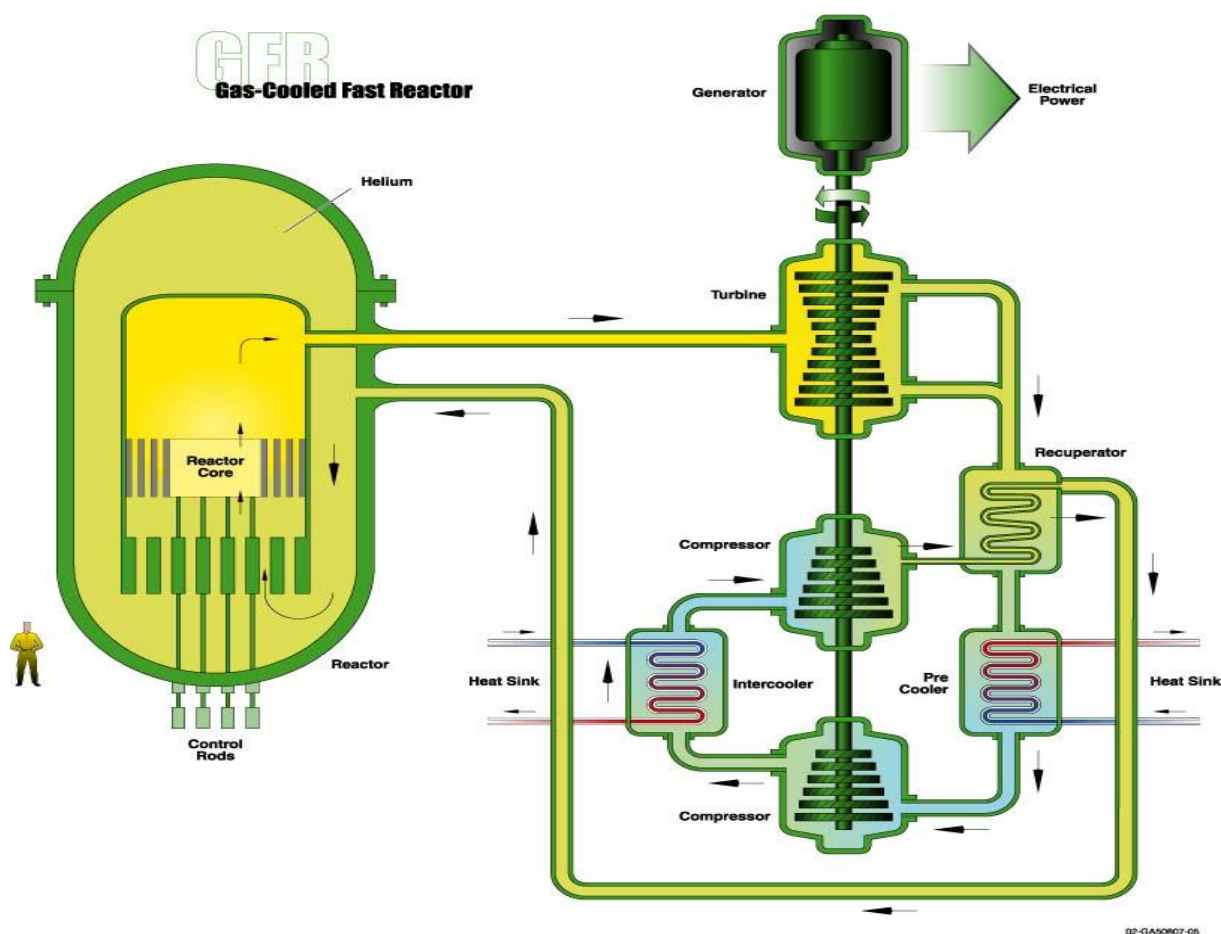
Този тип реактори позволяват ефективно да се използват природните запаси от торий. За целта най-рационално е прилагането на смесени горивни цикли, при които в активната зона на бързия реактор се използва смес от дялящи се изотопи, а в екрана се зарежда възпроизвеждащия материал.

2.1. Бързи реактори с топлоносител газ.

Охлаждането на бързите реактори чрез газове в момента е в процес на развитие. Тези реактори са класифицирани като четвърто поколение и разполагат с бърз неутронен спектър, както и затворен горивен цикъл. За охлаждането на реактора се използва хелий като температурата му на изхода от реактора достига 850°C . Пряко се използва затвореният цикъл на Брайтън с газова турбина за достигане на висока топлинна ефективност.

Бързите реактори са били проектирани за да бъдат производители на ново ядрено гориво. Когато са били замислени е имало непосредствен недостиг на ураново гориво за съществуващите реактори. Очакваното нарастване на цената на урана не се сбъднала, но ако търсенето на уран се увеличава в бъдеще, то тогава може да се поднови интереса към реакторите на бързи неутрони.

Реакторите на бързи неутрони охлаждани с газ се различават от високотемпературните газоохлаждаеми реактори. При реакторите на бързи неутрони активната зона е с по-високо съдържание на делящи се изотопи, както и наличието на размножаващ компонент. Поради по-високото съдържание на делящи се изотопи, реакторите на бързи неутрони имат по-висока плътност на неутронния поток.



Фиг. 2.1. Реактори на бързи неутрони с топлоносител газ

При тези реакторите не е нужен забавител, тъй като работят с бързи неутрони. Като ядрено гориво се използва уран или торий, като от торият може да се получи уран-233, а от урана – плутоний-239. След първоначалното зареждане с гориво, реакторът може да работи години без да е нужно презареждане със свежо гориво.

Като топлоносител може да се използва хелий, както и въглероден диоксид. Използването на газове като топлоносители дава възможност да се достигнат температури, които не могат да се достигнат с течни топлоносители и да се повиши топлинната ефективност. Използването на газови топлоносители премахва възможността от фазов преход – предизвикващ експлозии, например когато при водо охлаждаемите реактори водата преминава в пара при прегряване или понижаване на налягането.

2.2. Реактори на бързи неутрони охлаждаани с натрий.

Това са проекти на усъвършенствани ядрени реактори на бързи неутрони от четвърто поколение. Реакторите са предназначени за работа в ядрени централи за производство на електроенергия.

Използването на високо обогатено гориво е предпоставка за достигане на голяма дълбочина на изгаряне на горивото. Един от основните проблеми при реакторите с бързи неутрони е създаването на топлоотделящите елементи, които трябва да осигуряват дълбочина на изгаряне до 100 000 MWd/t. Теплоотделящите елементи са изградени от стомана поради по-високата и температура на топене от тази на циркония. Голямата стойност на дълбочината на изгаряне определя избора на вида на горивото – оксидно или карбидно. Оксидното гориво е радиационно и термично устойчиво при голяма дълбочина на изгаряне и висока температура.

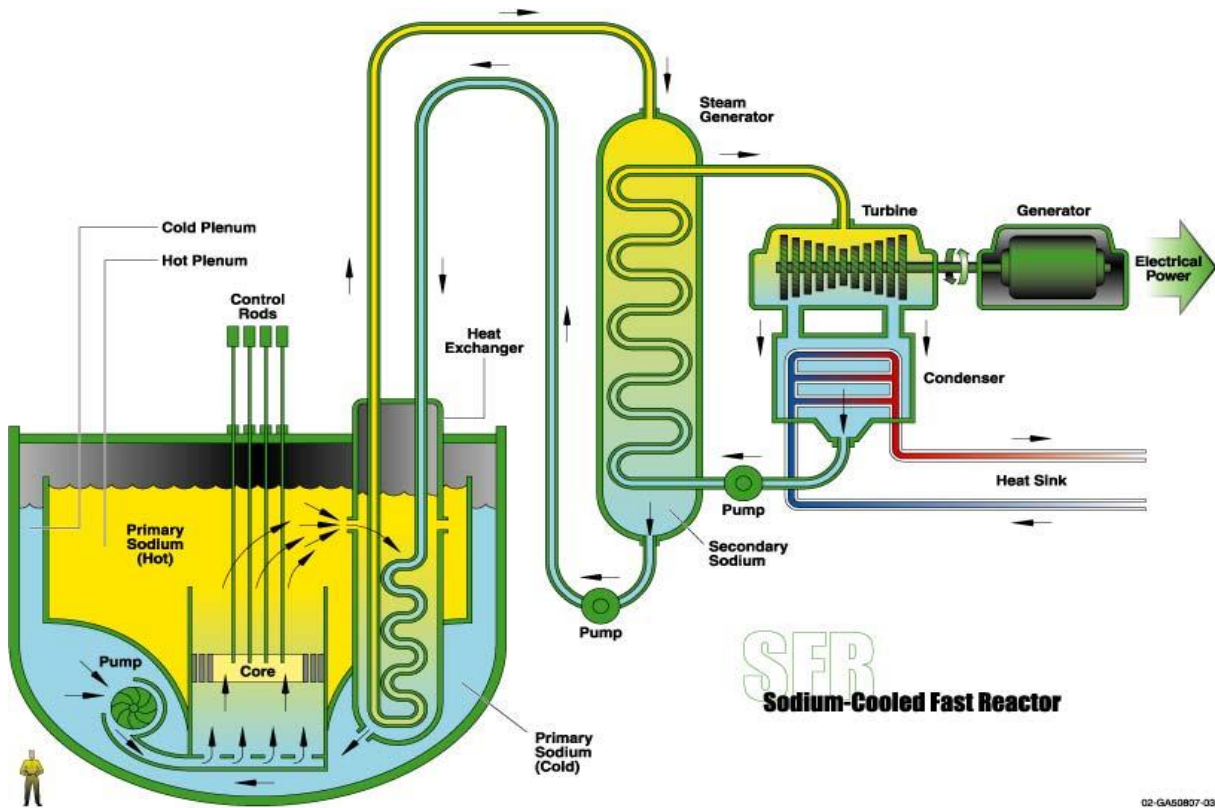
При реакторите с топлоносител течен натрий, плътностният коефициент на реактивност е положителен. Това се компенсира от по-големият по абсолютна стойност отрицателен Доплеров температурен коефициент на реактивност, особено при оксидното гориво с ниска топлопроводност, вследствие на голямото изменение на температурата на горивото при промяна на мощността.

Натрият не забавя бързите неутрони, има сравнително ниска температура на топене и висока температура на кипене, притежава висока термична и радиационна устойчивост, висока топлопроводност и сравнително малко сечение на поглъщане на неутрони.

Най-съществен недостатък на течния натрий е неговата изключително висока химична активност. Той реагира с конструктивните материали. Особено опасни са последствията от взаимодействието му с водата, при което се отделя водород и в някои случаи това може да доведе до взрив.

Технологичните схеми на ядрените електроцентрали са триконтурни, като се въвежда междинен контур, в който циркулира натрий или смес от натрий и калий.

Изследванията показват, че появата на по-големи пробиви се предшества от минимални пропуски на вода, които бързо могат да се открият и да се вземат предпазни мерки.



Фиг 2.2. Реактор на бързи неутрони охлаждан с натрий.

Чрез поддържане на инертна атмосфера над свободното ниво на натрия в парогенераторите се предотвратява образуването на взривна смес и аварията се локализира в границите на парогенератора, без да засегне реакторния кръг.

Особеностите на течния натрий като топлоносител определят като най-целесъобразно техническо решение компактното разполагане на всички съоръжения от първи контур в общ корпус. Това разположение на съоръженията е известно под името интегрална компановка, а конструкцията на реактора се нарича басейнова. Корпусът е с двойни стени. В хлабината циркулира горещ газ, който поддържа натрия в разтопено състояние при всички режими.

Активната зона съдържа само ядрено гориво. От всички страни тя е заобиколена от зоната за възпроизводство, която е оформена конструктивно от горен и долен страничен екран. За да се осигури необходимата топлообменна повърхнина се използват топлоотделящи елементи с малък диаметър. Това налага да се намали стъпката на решетката.

2.3. Реактори на бързи нейтрони охлаждаани с течно олово.

Течното олово и оловно-бисмутната евтектика може да се използват като топлоносители в ядрените реактори, тъй като оловото и бисмута имат ниски сечения на поглъщане на нейтрони и сравнително ниски температури на топене. Нейтроните се забавят по-малко при взаимодействие с тежки ядра, така че оловото и бисмута не са забавители. Теплоносителят служи и като нейтронен отражател, който връща някои от напускащите нейтрони в активната зона. Реактора се охлажда при естествена конвекция като температурата на топлоносителя на изхода от активната зона е 800°C.

Вместо да се презарежда реактора със свежо гориво, активната зона може да се подмени с нова след много години на експлоатация. Тъй като за охлаждането на реактора не е нужно електричество се предполага, че той ще е по-безопасен от реакторите с водно охлаждане. Течният оловно-бисмутен топлоносител не може да причини експлозия, защото в случай на изтичане бързо се втвърдява. Оловото е силен поглъстител и е ефективен щит срещу гама лъчения.

Заклучение

Населението на земята с всеки изминал ден се увеличава. С това се увеличават и нуждите от потребление на електроенергия. Предимно електроенергия по света се получава в Теплоелектрически централи (ТЕЦ). Проблема при тях е изчерпването на горивата в близкото бъдеще, цената им и вредните емисии, отделяни във въздуха. Към момента единствената алтернатива са ядрената енергия и енергията от възобновяемите източници, които за съжаление са изцяло зависими от метеорологичните условия и енергията получена от тях е скъпа.

Ниската цена на електроенергията от ЯЕЦ налага използването на ядрената енергия. Рискът от евентуална авария, която при ЯЕЦ може да доведе до сериозни последици налага тяхното непрекъснато усъвършенстване. Това довежда до разработването на нови ядрени реактори със съвременни системи за предотвратяване на евентуални аварии.