

ВВЕР /Водо – воден енергиен реактор/

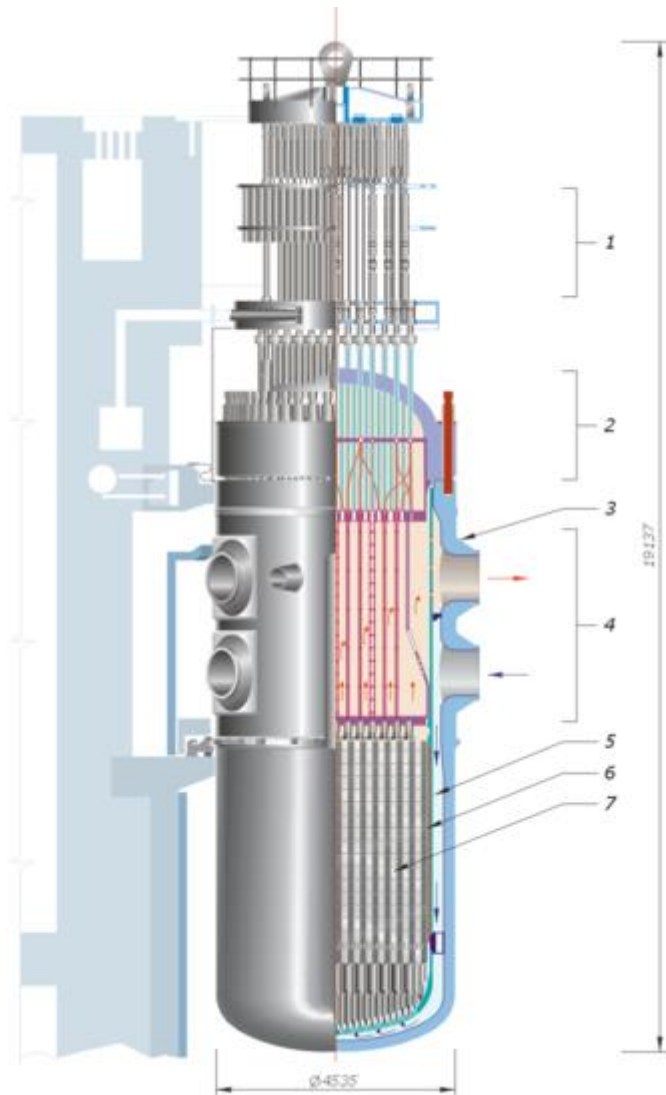


Схема на реактор ВВЕР-1000: 1 – прибори СУЗ; 2 – капак на реактора; 3 – корпус на реактора; 4 – блок на защитните тръби; 5 – шахта; 6 – активна зона; 7 – топлоотделящи елементи, поглъщащи пръти

ВВЕР, съкратено от Водо-воден енергиен реактор (на [руски](#): *ВВЭР, Водо-водяной энергетический реактор*), е наименованието на серия [ядрени реактори](#), разработени в [Съветския съюз](#). Към 2009 г. ВВЕР се експлоатират в [Армения](#), [България](#), [Индия](#), [Иран](#), [Китай](#), [Русия](#), [Словакия](#), [Украйна](#), [Унгария](#), [Финландия](#) и [Чехия](#).

Общото международно наименование на реакторите от този тип е PWR (от англ. *Pressurized water reactor*, реактор с вода под налягане), те са основа на световната мирна ядрена енергетика. Първата станция с такъв реактор е пусната в САЩ през 1957 г. в АЕЦ Шипингпорт.

Замисълът за създаване на подобен вид реактори принадлежи на [Савелий Фейнберг](#). Работата по осъществяване на плановите започва през 1954 г., а през 1955 г. ОКБ „Гидропресс“ пристъпва към същинската разработка под ръководството на [Игор Курчатов](#) и [Анатолий Александров](#)^[1]. Първите ВВЕР са изградени преди 1970 г. Най-масово използваният модел е ВВЕР-440 В-230, който има мощност 440 [MW](#) и шест водоравни [парогенератора](#). Моделът ВВЕР-440 В-213 се основава на предишния, но със значителни подобрения в системите за сигурност. По-големите реактори ВВЕР-1000 са разработени след 1975 г. и имат мощност 1000 MW. Умалени модификации на ВВЕР са използвани в съветския и руския военноморски флот.

ВВЕР са [реактори с вода под налягане](#). Горивните пръти на реактора са напълно потопени във [вода](#), която е подложена на налягане от 15 МРа, така че температурата ѝ на кипене е по-висока от нормалните температури на работа (220 до над 300 °С). Целият реактор е обвит в масивен стоманен кожух. Горивото е [слабо обогатен](#) (около 2,4 – 4,4% ^{235}U) [уранов диоксид](#) (UO_2) или подобно.

В най-общия си вид ядреният реактор ВВЕР-1000 е изграден от следните съставни части:

- корпус;
- вътрекорпусни устройства;
 - шахта (защитава корпуса от [гама](#) и неутронни лъчения, обезпечава [железноводния отразител](#), отделя различните топлоносителни потоци);
 - блок на защитните тръби (БЗТ);
- активна зона;
 - [топлоотделящи елементи](#) (ТОЕ);
 - снопи поглъщащи пръти към системата за управление и защита (СУЗ);
 - снопи горивни пръти;
- горен блок;
- канали за вътрешнореакторни измервания;
- електрически блок.

Интензивността на [ядрената реакция](#) се контролира от забавителни пръти, които се вмъкват в реактора от горната му страна. Те са изработени от поглъщащи [неутрони](#) материали и забавят [верижната реакция](#) според това до каква степен са вмъкнати в реактора. В случай на нужда той може да бъде спрял с пълното вкарване на забавителните пръти в корпуса му.

Мощността на ядрения реактор се контролира чрез промяна интензивността на [ядрената реакция](#). Това може да бъде представено чрез следното опростено уравнение:

$N = V * N_{235} * \sigma_{f,235} * \Phi * 200 \text{ MeV}$, [MeV], където:

- N – мощност на реактора в MeV/s (Мегаелектронволта за секунда);
- V – обем на ядреното гориво в активната зона на реактора, cm^3 ;
- N_{235} – ядрена концентрация на ^{235}U в ядреното гориво, $1/\text{cm}^3$;
- $\sigma_{f,235}$ – микроскопично ефективно сечение на взаимодействие на делене за ^{235}U , barn ($1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$);
- Φ – [неутронният](#) поток в активната зона, $1/\text{cm}^2 * \text{s}$;

за да се преобразува тази мощност във ватове се умножава резултата със $1,60217733 \cdot 10^{-13}$.

Промяната на интензивността на ядрената реакция означава промяна в коефициента на размножение на средата или с други думи промяна на броя на неутроните в активната зона. За да се промени броя на неутроните, е необходимо да се регулира тяхното поглъщане и тяхното генериране. Това се изразява с техническия коефициент **реактивност**. Реактивността се означава с гръцката буква ρ . Тя е функция на коефициента на размножение K :

$$\rho = K - 1/K$$

Реактивността може да приема следните стойности, като всяка от тях определя дадено състояние на мощността на реактора:

- $\rho < 0$ – реакторът намалява мощността си;
- $\rho = 0$ – реакторът работи при постоянно ниво на мощността;
- $\rho > 0$ – реакторът увеличава мощността си.

Управление на реакцията и охлаждане

Самото управление на реакцията на делене – или мощността – се осъществява със т. нар. СУЗ – Система за управление и защита. За реакторите ВВЕР 1000 тя се състои от 61 поглъщащи пръти, разпределени в 10 групи. Всички пръти са еднотипни и се използват едновременно за управление и защита. Тези пръти са изградени от елементи (като [бор](#), [кадмий](#), [хафний](#)), поглъщащи потока от неутрони, възпирайки ускоряването на верижната реакция. Практически, управлението се осъществява само с 10^{-та} група. В началото на [кампанията на реактора](#), всичките групи се намират в крайно горно положение, а 10 група е на 80% (това означава, че само 20% от дължината на поглъщащите пръти са потопени в [активната зона](#)). При промяна на мощността в условията на нормална експлоатация 10 група се придвижва, съответно, надолу – за намаляване на мощността, и нагоре – за повишаване на мощността. В края на кампанията на реактора 10 група е напълно извадена.

По време на работа на реактора при смяна на мощността се получават т. нар. [ксенонови колебания](#). Те предизвикват неравномерно разпределение на неутронния поток в активната зона, което е много неблагоприятен ефект, затрудняващ стабилизирането на мощността и влошаващ режима на работа на вътрешнокорпусните устройства и на [топлоотделящите елементи](#). За да се прекратят ксеноновите колебания се използват и другите групи пръти за управление.

Всички групи поглъщащи пръти се използват за защита на реактора. За по-ефективно управление, реакторът разполага с аварийна защита АЗ и няколко степени предупредителни защиты ПЗ. Аварийната защита се използва само в краен случай, когато системите за управление и защита не съумеят да овладеят произтичащо неуправляемо увеличение на мощността. Това е изключително рядко събитие. Обикновено АЗ се задейства поради лъжлив сигнал от повреден датчик. При задействане на аварийната защита всичките 61 поглъщащи пръти падат под действието на собствената си тежест в активната зона. Това става за около 5 секунди. Предупредителните защиты имат за цел да намалят равнището на мощността при рискови или извънредни ситуации, но без да спират реактора, за да може при бързо отстраняване на проблема, реакторът да бъде върнат своевременно в процес на производителност. Това е необходимо, защото при вкарването на поглъщащите пръти в активната зона възниква т. нар. „[отравяне на реактора](#)“. При вкарването едновременно на всички групи отравянето е толкова силно, че реакторът не може да бъде пуснат непосредствено след това поради значителна подреактивност. За това в зависимост от тежестта на предупредителната защита има възможност да се вкара само 1 група – мощността пада веднага с 50% и след това се задържа, да се продължи понижаването на мощността под 50% при вкарана вече 1 група или най-леката предупредителна защита – забрана за движение на поглъщащите пръти нагоре.

Първи контур (контур на топлоносителя)

Водата в първи контур се поддържа под постоянно налягане, за да се предотврати [кипене](#). Тъй като тя поема топлината от активната зона, поглъщайки радиацията, запазването на целостта на контура е от изключително значение. Контура на топлоносителя се състои от следните основни компоненти:

- **Реактор** – водата обтича горивните пръти и се нагрява;
- **Компенсатор на налягане** – за да се поддържа водата под постоянно и контролирано налягане, компенсаторът управлява налягането чрез автоматични действия;
- **Парогенератор** – топлината от първи контур се използва за нагряване на водата във втори контур и генериране на пара;
- **Помпа** – подsigурява циркулацията на топлоносителя в първи контур.

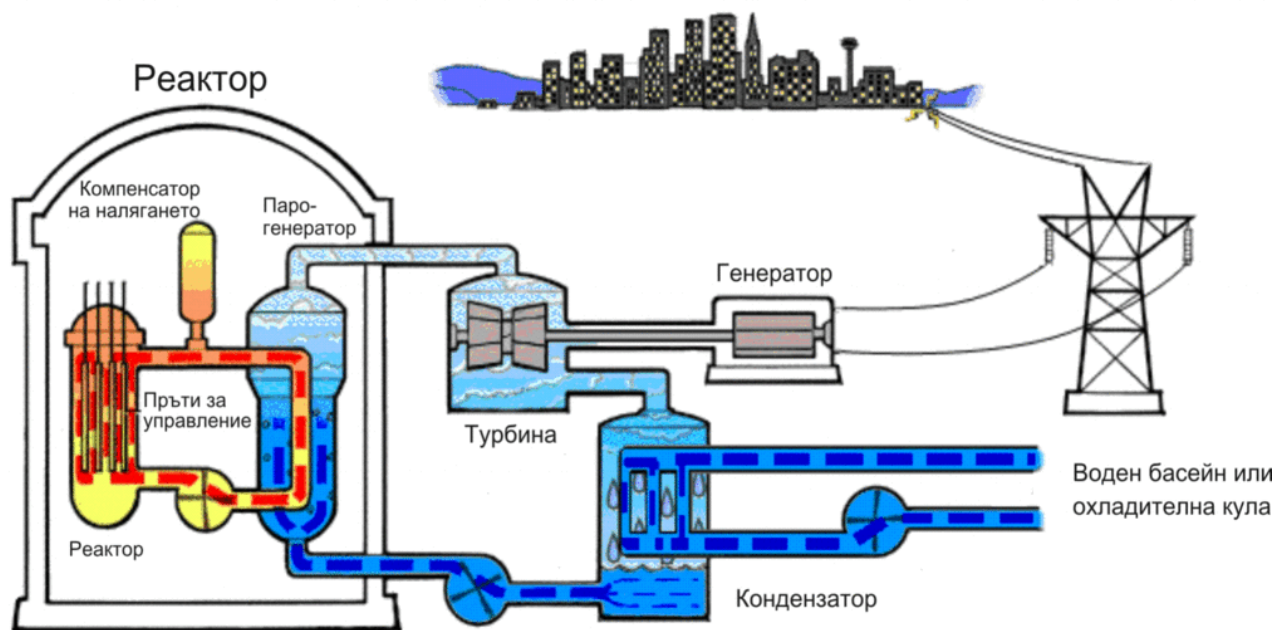
Втори контур

Водата във втори контур не е радиоактивна. Втори контур включва изброените по-долу компоненти:

- **Парогенератор** – компонентът е общ за първи и втори контур, разделяйки физически топлоносителя на първи и водата на втори контур, която вследствие на отнетата топлина се изпарява и постъпва в турбината;
- **Турбина** – разширяващата се пара задвижва [турбина](#), свързана с електрогенератор. Турбината е разделена на отсеци с високо и ниско налягане. За да се избегне [кондензацията](#) (при висока скорост водните капки повреждат турбинните перки), парата се преподгръва между двата отсека. Реакторите от поколение ВВЕР 1000 имат мощност до 1 GW;
- **Кондензатор** – парата се охлажда, като се оставя да кондензира, изпращайки остатъчната топлина в охладителната верига;
- Деаератор – премахва газовете от охладенето;
- **Помпи** – осигуряват циркулацията на водата във втори контур.
- АЕЦ „Козлодуй“ е действаща [атомна електроцентрала](#) в [България](#). Разположена е на брега на река [Дунав](#), на 5 км източно от град [Козлодуй](#) и на 200 км северно от [София](#). Това е единствената българска атомна електроцентрала и най-голямата в региона. Строежът ѝ започва на [6 април 1970 г.](#), а официалното откриване е на [4 септември 1974 г.](#)
- Към март 2018 г. в АЕЦ „Козлодуй“ работят само 5-ти и 6-ти реактори с общ капацитет малко над 2 000 MW^[2]. Те са изградени съответно през [1987](#) и [1991](#) г. и са от типа [ВВЕР-1000](#).
- Централата е собственост на [Българския енергиен холдинг](#).¹

От 1991 година общата инсталирана мощност на шестте енергоблока е 3760 MW. Централата разполага с шест ядрени реактора – четири с мощност по 440 MW и два с мощност 1000 MW, осигуряващи около 46% от необходимата [електроенергия](#) на България. След 1990 г. постепенно се закриват първоначално 1 и 2 блок на централата, а впоследствие 3 и 4-ти.

През [2003](#) г. след натиск от [Европейския съюз](#) е започната процедура за спиране на четирите реактора с мощност 440 MW, тъй като не отговарят на европейските стандарти за сигурност ^[8]. През 2004 г. са затворени 1-ви и 2-ри блок на АЕЦ „Козлодуй“, а в началото на 2007 г. са затворени и 3-ти и 4-ти блок. Пети и шести блок на АЕЦ „Козлодуй“ все още работят. Мощностите затворени досега са 1760 MW, а работещите и са 2000 MW.



На рисунката е показана схемата на работа на атомна електроцентрала с двуконтурен воден енергетичен [ядрен реактор](#). Енергията, отделяна в активната зона, се предава от топлоносителя на първия контур. След това топлоносителя се изпомпва в топлообменник ([парогенератор](#)), където нагрява до кипене водата от втория контур. Получената при това

пара се подава към [турбини](#), въртящи [електрогенератори](#). На изхода от турбините парата се подава в [кондензатор](#), където се охлажда с голямо количество вода, идваща от водохранилище.

Компенсатора на налягането представлява доста сложна и тежка конструкция, която служи за изравняване на колебанията на налягането в контура по време на работа на реактора, възникващи за сметка на топлинното разширение на топлоносителя. Налягането в 1-я контур може да достига до 160 атмосфери ([ВВЕР-1000](#)).

Освен вода в различни реактори като топлоносител може да се използва също и течен [натрий](#) или газ. Използването на натрий позволява да се опрости конструкцията на обвивката на активната зона на реактора (за разлика от водния контур, налягането в натриевия контур не превишава атмосферното) като се избегне от компенсатора на налягане, но създава свои трудности, свързани с повишената химическа активност на този метал.

Общото количество на контурите може да е различно за различните реактори, схемата на рисунката е дадена за реактори от типа [ВВЕР](#).

При невъзможност от използване на голямо количество вода за кондензиране на парата, водата може да се охлажда в специални охладителни кули, които благодарение на своите размери обикновено са най-изпъкващата част от атомната електроцентрала.

