

PRECIS DE LA DIVULGATION:

Réacteur nucléaire à rendement amélioré qui comporte un cloisonnement massif en matériau réfléchissant les neutrons à haute énergie à la périphérie du cœur du réacteur, deux couches en matériau absorbant les neutrons à basse énergie et renfermant de la matière fertile disposées l'une à la partie inférieure et l'autre à la partie supérieure du cœur et un ensemble de barres de variation du spectre d'énergie des neutrons. Les barres sont associées à des mécanismes permettant soit de les insérer complètement dans le cœur, soit de les extraire complètement. Ces barres sont en un matériau absorbant les neutrons à basse énergie et permettent un déplacement du spectre des neutrons vers les hautes énergies. L'invention s'applique, en particulier, aux réacteurs nucléaires à eau sous pression.

Réacteur nucléaire à rendement amélioré

L'invention concerne un réacteur nucléaire à rendement amélioré susceptible de mieux utiliser le matériau combustible des assemblages du cœur.

Les réacteurs nucléaires refroidis et modérés par de l'eau légère sous pression comportent une cuve contenant le cœur du réacteur plongé dans de l'eau sous pression remplissant la cuve. Le cœur du réacteur comporte des assemblages de grande hauteur par rapport à leur section transversale disposés verticalement et côte à côte. Les assemblages sont eux-mêmes constitués par des faisceaux de crayons combustibles fissiles en contact par leur surface externe avec l'eau de refroidissement du réacteur.

Pour la conduite du réacteur, on utilise un ensemble de barres de commande associées à certains assemblages du cœur. Ces barres de commande sont constituées par des barreaux parallèles de matériau absorbant fortement les neutrons qui peuvent être déplacés verticalement à l'intérieur de tubes guides se substituant à certains crayons combustibles dans les assemblages constituant le cœur.

Un des problèmes importants lié à l'exploitation des réacteurs nucléaires est l'obtention d'un rendement élevé en ce qui concerne l'utilisation du combustible nucléaire des assemblages. Ce combustible est généralement constitué par de l'uranium sous forme d'oxyde d'uranium renfermant de façon prépondérante de l'uranium 238 fertile et une quantité d'uranium 235, fissile variable en fonction de l'enrichissement du combustible.

Pendant le fonctionnement du réacteur, le combustible fissile est consommé, si bien qu'il est nécessaire de remplacer une partie au moins des assemblages du cœur du réacteur après une certaine durée de fonctionnement.

Le coût des opérations d'enrichissement, de rechargement, de remplacement du combustible usagé et de son retraitement est très élevé, si bien qu'il est souhaitable d'utiliser le mieux possible le combustible introduit dans le cœur du réacteur, pour améliorer les conditions économiques d'exploitation du réacteur.

On cherche en particulier à réaliser une combustion la plus complète possible de l'uranium contenu dans le matériau des assemblages. En améliorant la combustion de l'uranium on peut soit augmenter la durée de vie du cœur pour une charge initiale d'uranium fissile déterminée ou diminuer la charge initiale du cœur en uranium fissile, pour une durée de vie donnée. Dans le premier cas, on diminue les frais d'exploitation du réacteur nucléaire en opérant des rechargements plus espacés dans le temps. Dans le second cas, on pourra par exemple soit diminuer le volume et la masse totale des crayons combustibles du cœur, soit encore utiliser un combustible ayant un taux d'enrichissement inférieur. On diminuera ainsi le coût de la charge de combustible.

Pour la conduite du réacteur, c'est-à-dire pour le réglage de la réactivité du cœur, on utilise des matériaux absorbant les neutrons soit sous forme de barres de commande qui sont insérées dans le cœur du réacteur, soit sous forme d'éléments dissous dans l'eau de réfrigération et de modération du réacteur. Après le chargement du cœur, la réactivité de celui-ci est élevée, si bien qu'il faut utiliser des matériaux absorbants en quantité accrue pour la conduite du réacteur. On introduit par exemple dans les tubes guides de certains assemblages du cœur des grappes de crayons renfermant des poisons consommables ou encore on introduit dans l'eau de refroidissement des poisons absorbants de neutrons en quantité importante.

Lorsque l'excès de réactivité diminue du fait de l'usure du combustible, on diminue parallèlement la concentration des poisons absorbants de neutrons qui sont dissous. Ces poisons absorbants de neutrons qui sont nécessaires pour la conduite du réacteur dans son état initial sont coûteux en eux-mêmes et réduisent le rendement énergétique du combustible fissile contenu dans le cœur.

On a proposé d'utiliser l'excès de réactivité du cœur dans son état initial pour produire un combustible fissile (plutonium 239) à partir de l'uranium 238 contenu dans le combustible des assemblages. Pour cela, on déplace le spectre d'énergie des neutrons dans le cœur, vers les hautes énergies, en diminuant le rapport du volume de modérateur au volume du combustible dans le cœur, pendant la première partie du cycle du combustible. Lorsque l'excédent de réactivité du combustible devient pratiquement nul, on ramène le rapport volume de modérateur sur volume de combustible à une valeur permettant de ramener le spectre des neutrons dans sa zone habituelle pour les réacteurs nucléaires à eau sous pression. Les neutrons sont alors dits "thermiques" ou "lents". Ceci a pour effet de produire un nouvel excédent de réactivité qui permet d'allonger la durée d'utilisation du combustible.

On agit sur le rapport volume de modérateur sur volume de combustible, en introduisant dans la première partie du cycle du combustible, des barreaux en matériau transparent aux neutrons à l'intérieur de certains tubes guides des assemblages du cœur. On chasse ainsi l'eau renfermée par ces tubes guides et l'on diminue d'autant le volume de modérateur dans le cœur.

Pour obtenir un effet sensible, il est nécessaire de déplacer environ 20% de l'eau de refroidissement pendant à peu près 60% de la durée de vie du cœur. Pour cela, il faut utiliser un très grand nombre de crayons transparents aux neutrons introduits dans tous les tubes guides des assemblages du cœur, à l'exception de ceux utilisés pour le guidage des barres de commande absorbantes du réacteur.

Ceci complique considérablement la conception et la construction du réacteur.

En effet l'ensemble des équipements contenant le cœur du réacteur doivent être dimensionnés de façon à pouvoir effectuer le guidage au-dessus du cœur et la commande en translation des barres de variation de spectre. Cette conception impose donc une implantation d'un nombre important de tubes de guidage, dans la partie des équipements internes par laquelle s'échappe normalement l'eau chargée de calories, au détriment du bilan hydraulique du réacteur.

On doit donc recourir à une nouvelle conception de la circulation du réfrigérant dans la cuve du réacteur. Par ailleurs, la commande en translation de ces grappes oblige à implanter sur le couvercle de la cuve un nombre très important de mécanismes de commande qui doivent s'intercaler avec les mécanismes existant des grappes de contrôle permettant le pilotage du réacteur. Toutes ces contraintes conduisent en particulier, à puissance égale, à augmenter la taille de la cuve du réacteur par rapport à un réacteur classique.

En outre, un déplacement du spectre des neutrons vers les hautes énergies entraîne une déperdition accrue de neutrons à l'extérieur du réacteur et une "fragilisation" plus importante de l'acier de la cuve du réacteur.

Selon la présente invention il est prévu un réacteur nucléaire à rendement amélioré comprenant une cuve contenant un cœur constitué par des assemblages combustibles fissiles disposés côte à côte et verticalement, plongeant dans de l'eau légère sous pression constituant le fluide modérateur et de refroidissement du réacteur, des barres de commande en matériau absorbant les neutrons déplaçables verticalement dans le cœur pour régler la puissance du réacteur, et des barres de variation du spectre d'énergie des neutrons en matériau ayant une absorption des neutrons différente de celle des barres de commande, associées à des dispositifs de déplacement vertical permettant leur insertion complète dans une partie au moins des assemblages du cœur ou leur extraction complète pour faire varier le rapport du volume de modérateur au volume de matière fissible dans le cœur et déplacer le

spectre d'énergie des neutrons, ces barres étant réparties dans toute la section du cœur, caractérisé par le fait qu'il comprend en plus:

- un cloisonnement métallique massif en matériau réfléchissant les neutrons à haute énergie, disposé à la périphérie du cœur et sur toute sa hauteur et,
- deux couches de matériau absorbant les neutrons à basse énergie et renfermant de la matière fertile disposées l'une à la partie inférieure du cœur et l'autre, à sa partie supérieure, sur toute sa section.

Le réacteur nucléaire selon l'invention permet une meilleure utilisation du combustible des assemblages et une réduction de la fluence neutronique donc de l'effet de fragilisation de l'acier de la cuve du réacteur, tout en étant d'une structure et d'une conception simple.

Suivant un mode de réalisation préférentiel, les barres de variation de spectre sont associées à un assemblage combustible sur deux dans le cœur suivant une disposition en damier.

Afin de bien faire comprendre l'invention, on va maintenant décrire, à titre d'exemple non limitatif, un réacteur nucléaire de grande puissance, suivant l'invention.

La figure 1 est une vue en coupe, par un plan vertical de symétrie, de la cuve du réacteur nucléaire.

La figure 2 est une vue en coupe suivant AA de la figure 1.

La figure 3 est une vue en coupe suivant BB de la figure 1.

La figure 4 est une vue à plus grande échelle d'une partie de la section du cœur représentée à la figure 3 montrant la disposition des barres de commande et de variation de spectre dans les assemblages du cœur du réacteur.

Sur la figure 1, on voit la cuve 1 du réacteur fermé par un couvercle bombé 2.

Comme il est visible sur les figures 1 et 2, la cuve comporte quatre tubulures d'arrivée d'eau sous pression 4 et quatre tubulures de sortie d'eau 5. Les tubulures 4 sont reliées aux branches froides du circuit primaire du réacteur et les tubulures 5 aux branches chaudes conduisant l'eau sous pression échauffée au contact des assemblages 6 du cœur 7 du réacteur vers des générateurs de vapeur non représentés.

A l'intérieur de la cuve 1 sont suspendus les équipements internes comportant en particulier une virole 8 constituant l'enveloppe du cœur 7 et portant, à sa partie inférieure, la plaque 9 de support du cœur. La plaque 9 est percée d'ouvertures en correspondance avec les assemblages du cœur. Ainsi qu'il est visible sur la figure 3, le

cœur comporte cent quatre-vingt treize assemblages à section carrée reposant sur la plaque 9.

Au-dessus du cœur 7 sont situés les équipements internes supérieurs 11 du réacteur. Ces équipements internes supérieurs 11 comportent des tubes de guidage 12 des barres, servant d'entretoises et assurant la liaison entre une plaque intermédiaire 13 et une plaque de cœur 10 auxquelles ils sont liés. Les équipements internes comportent également une plaque supérieure 14 à laquelle sont fixées les parties supérieures des tubes 12. Les plaques 13 et 14 sont fixées sur des viroles coaxiales à la virole 8 et maintenues, comme la virole 8, entre le couvercle 2 et la cuve 1. Les tubes 12 renferment des cartes de guidage 15 et des dispositifs de guidage continus permettant de maintenir et guider les barres pendant leurs mouvements verticaux dans le cœur. A leur partie inférieure les tubes 12 sont percés d'ouvertures 16 pour permettre la sortie de l'eau, parcourant les assemblages munis de grappe, vers les tubulures de sortie de la cuve. Ces tubes 12 sont réalisés en deux parties, la partie supérieure des tubes est suspendue à la plaque supérieure 14 et leur partie inférieure joue le rôle d'entretoise entre les plaques 10 et 13.

L'espace annulaire compris entre le cœur 7 dont on voit la section sur la figure 3 et l'enveloppe de cœur 8 est rempli par un cloisonnement massif 18 en acier inoxydable servant de réflecteur en particulier pour les neutrons à haute énergie produits dans le cœur. Le cloisonnement massif 18 occupe pratiquement tout le volume compris entre le cœur et l'enveloppe de cœur.

Les crayons combustibles des assemblages sont constitués par des tubes en zirconium de grande longueur renfermant des pastilles d'oxyde d'uranium enrichi en uranium 235. A chacune de leurs extrémités, sur une longueur de dix centimètres environ, les tubes en zirconium sont remplis par des pastilles d'oxyde d'uranium (UO₂) appauvri en uranium 235 remplaçant les pastilles en oxyde d'uranium enrichi. On constitue ainsi deux couches pratiquement continues 19 et 20 en uranium appauvri à l'extrémité supérieure et à l'extrémité inférieure du cœur respectivement.

Ces couches 19 et 20 permettent d'absorber les neutrons à faible énergie et fournissent de l'uranium 238 susceptible de se transformer en plutonium 239 sous l'effet du bombardement par les neutrons à haute énergie.

Le cloisonnement en acier inoxydable 18 et les couches d'uranium appauvri 19 et 20 permettent ainsi de limiter au minimum la sortie des neutrons en dehors du cœur, ce qui améliore le rendement du réacteur.

De plus, on diminue ainsi la fluence au voisinage de la cuve.

Sur la figure 2, on voit l'ensemble des tubes de guidage 12 permettant le guidage des barres dans le cœur du réacteur. Pour l'ensemble du cœur on utilise

quatre-vingt seize grappes de crayons absorbants, chacune de ces grappes pouvant être introduite dans les tubes guides d'un assemblage.

Sur la figure 1 on voit une telle grappe de crayons absorbants ou barre de commande 24 en position haute, celle-ci étant fixée à une tige de commande 25 elle-même mobile dans une chambre tubulaire 26 en communication avec l'intérieur de la cuve. En haut de la chambre 26 est placé un mécanisme de déplacement de la tige 25 non représenté. Un tel mécanisme de type classique à cliquets permet de déplacer dans la direction verticale et de façon très précise la barre de commande 24 à l'intérieur des tubes guides de l'assemblage 6a disposé à la verticale du tube 12a.

On voit également sur la figure 1, un ensemble de barres de variation du spectre d'énergie des neutrons 27 entièrement insérées dans les tubes guides de l'assemblage 6a. Ces barres de variations du spectre d'énergie des neutrons sont constituées par une grappe de tubes en alliage de zirconium remplis par des pastilles d'uranium appauvri sur toute leur longueur.

Les grappes de commande aussi bien que les grappes de variation du spectre d'énergie des neutrons ont la même longueur que les assemblages. Les barres de variation du spectre neutronique 27 peuvent être dans l'une ou l'autre de deux positions, l'une de ces positions étant la position complètement insérée représentée à la figure 1, et l'autre position la position complètement extraites équivalant à la position de la grappe de commande 24 représentée sur la figure 1. Un dispositif de déplacement associé à la barre de variation de spectre 27 permet de la déplacer de l'une à l'autre de ces deux positions. Dans leur position complètement insérée, les crayons absorbants constituant la barre de variation de spectre sont engagés dans l'assemblage 6 sur toute leur longueur.

En se reportant aux figures 2 et 3, on voit que pour un cœur comportant cent quatre-vingt treize assemblages, on utilise quatre-vingt seize tubes de guidage 12 permettant chacun le guidage à la fois d'une barre de commande 24 et d'une barre de variation de spectre 27. On voit également que ces tubes de guidage 12 sont disposés à la verticale d'assemblages combustibles 30 disposés en damier dans la section du cœur. Un assemblage sur deux est donc équipé à la fois d'une barre de commande et d'une barre de variation de spectre en uranium appauvri.

Les assemblages 31 adjacents aux assemblages 30 équipés de barres de commande et de barres de variation de spectre ne reçoivent ni l'un ni l'autre de ces deux types de barres absorbantes.

En se reportant à la figure 4, on voit la disposition des tubes guides 32 destinés à recevoir des barres de commande et des tubes-guides 33 destinés à recevoir des barres de variation de spectre. Chaque assemblage comporte cinquante-six tubes

guides dont seize tubes destinés à recevoir des barres de commande et quarante tubes destinés à recevoir des barres de variation de spectre.

Les tubes guides des assemblages 30 reçoivent effectivement ces barres pendant le fonctionnement du réacteur alors que les tubes guides correspondant des assemblages 31 reçoivent une grappe de bouchons permettant de créer une perte de charge équivalant à celle due aux barres introduites dans les tubes 32 et 33 des assemblages 30.

L'ensemble de la grappe 24 constituant la barre de commande reproduit la répartition transversale des tubes guides 32 représentée à la figure 4, alors que l'ensemble de la grappe 27 reproduit la répartition des tubes guides 33 également représentée sur la figure 4.

En début de cycle du combustible, c'est-à-dire après un chargement, on utilise les mécanismes de déplacement des barres de variation de spectre pour mettre toutes les barres en uranium appauvri en position d'insertion maximum dans les assemblages 30, si bien que le volume de modérateur par rapport au volume de combustible dans le cœur du réacteur se trouve considérablement réduit. De plus, chacun des crayons en uranium appauvri des barres de variation de spectre absorbe localement les neutrons de basse énergie, ce qui provoque un déplacement accru du spectre des neutrons vers les hautes énergies.

Cet effet local répété dans l'ensemble du cœur par les barres de variation de spectre réparties de façon régulière dans un assemblage sur deux provoque un effet global de durcissement du spectre à l'intérieur du cœur du réacteur.

On obtient ainsi, à la fois par diminution du volume du modérateur et par absorption des neutrons de faible énergie, un déplacement de spectre suffisant pour produire une conversion appréciable de l'uranium 238 du combustible en plutonium 239.

Les barres en uranium appauvri absorbent les neutrons lents excédentaires à ceux qui sont nécessaires pour l'entretien de la réaction en chaîne dans le cœur et donnent lieu à la formation de plutonium 239 sous l'effet du bombardement par les neutrons de plus forte énergie.

Après un fonctionnement avec les barres de variation de spectre insérées pendant une partie notable du cycle du réacteur, on extrait ces barres. Après l'extraction des barres de variation de spectre, la matière fissile formée par le bombardement neutronique à haute énergie pendant la première phase est consommée à l'intérieur du cœur du réacteur.

Par l'effet accru de déplacement du spectre des barres absorbantes en uranium appauvri et par l'utilisation d'un réflecteur périphérique en acier inoxydable et de

couches absorbantes en uranium appauvri de part et d'autre du cœur, à sa partie inférieure et à sa partie supérieure, il est possible de n'équiper qu'un assemblage combustible sur deux dans le cœur avec un ensemble comportant à la fois une barre de commande et une barre de variation de spectre.

On voit sur la figure 3 que, parmi les cent quatre-vingt treize assemblages combustibles constituant le cœur, il existe quatre-vingt-seize assemblages 30 recevant une barre de commande et une barre de variation de spectre et quatre-vingt-dix-sept assemblages 31 ne recevant qu'une grappe de bouchons.

Il sera donc possible d'implanter au-dessus du couvercle 2 de la cuve 1 les mécanismes de déplacement de barres de commande comportant un mécanisme coaxial d'insertion et d'extraction des barres de variation de spectre, alors que la disposition de tels mécanismes à la verticale de chacun des assemblages aurait été très difficile et remettait en cause la conception de la cuve, de son couvercle et des équipements internes.

Le dispositif suivant l'invention a donc l'avantage de permettre une mise en place de l'ensemble des barres de commande et des barres de variation de spectre, sans nécessiter de modification importante de la cuve d'un réacteur nucléaire du type à eau sous pression. D'autre part, grâce à l'effet de réflecteur du cloisonnement périphérique du cœur, à l'effet d'absorption des couches supérieures et inférieures d'uranium appauvri du cœur et à l'effet de déplacement du spectre accru des barres de variation de spectre neutronique, on peut améliorer considérablement les conditions d'exploitation du combustible du cœur du réacteur.

Ces améliorations sensibles génératrices d'économies importantes sur le coût du combustible sont obtenues au prix d'une modification relativement peu importante de la structure du réacteur.

L'invention ne se limite pas au mode de réalisation qui vient d'être décrit ; elle en comporte au contraire toutes les variantes.

C'est ainsi qu'on peut imaginer une répartition différente des tubes-guides 32 et 33 recevant la barre de commande et la barre de variation de spectre dans chacun des assemblages 30. On peut également concevoir une répartition différente des assemblages recevant les barres de commande et les barres de variation de spectre.

On peut également imaginer des configurations où ces deux types de barres ne sont pas associés aux mêmes assemblages du cœur. On peut également imaginer des grappes constituant les barres de commande et de variation de spectre comportant un nombre différent de crayons absorbants.

Pour les barres de variation de spectre on peut imaginer l'utilisation de matériaux absorbants différents de l'uranium appauvri, renfermant ou ne renfermant

pas de matériau fertile susceptible de se transformer en matériau fissile sous l'effet du bombardement neutronique.

On peut imaginer des dispositifs d'un type quelconque, mécanique, hydraulique ou pneumatique pour le déplacement des barres de commande et pour l'insertion ou l'extraction complète des barres de variation de spectre.

L'invention s'applique à tout réacteur nucléaire refroidi et modéré à l'eau légère sous pression comportant des assemblages combustibles disposés verticalement, à l'intérieur desquels on déplace verticalement des barres de commande pour la conduite du réacteur.

РЕЗЮМЕ ВИНАХОДУ:

Ядерний реактор підвищеної ефективності, що містить суцільну перегородку з високоенергетичного матеріалу, що відбиває нейтрони, на периферії ядра реактора, верхній та нижній шари низькоенергетичного матеріалу, що поглинає нейтрони, і набір стрижнів зміни нейтронного енергетичного спектру. Спеціальний механізм дозволяє повністю вставляти стержні в ядро реактора або повністю витягувати їх. Ці стрижні виготовлені з матеріалу, що поглинає низькоенергетичні нейтрони, і дозволяють зміщувати спектр нейтронів до високих енергій. Зокрема, винахід стосується водо-водяних ядерних реакторів.

Ядерний реактор підвищеної ефективності

Винахід стосується ядерного реактора підвищеної ефективності, що покращить використання паливних збірок ядра реактора.

Водо-водяні ядерні реактори містять резервуар наповнений водою під тиском, в якому знаходиться ядро реактора. Ядро реактора містить високі, порівняно з їх поперечним перерізом, збірки, розташовані поряд вертикально. Вони складаються з набору паливних стрижнів, що ззовні контактують з водою, яка охолоджує реактор.

Для роботи реактора використовується набір контрольних стрижнів, пов'язаних з певними паливними збірками ядра. Ці стрижні складаються з паралельних брусів поглинаючого матеріалу, які можуть вертикально переміщуватись всередині провідних трубок, замінюючи деякі паливні стрижні в збірках ядра реактора.

Однією з найважливіших проблем при експлуатації ядерних реакторів є високоефективне використання збірок ядерного палива. Це паливо, зазвичай, складається з урану у вигляді його оксиду, що містить переважно фертильний уран 238 і уран 235, що розщеплюється залежно від рівня збагачення палива.

Під час роботи реактора витрачається стільки палива, що після певного періоду експлуатації виникає необхідність заміни частини паливних збірок ядра реактора.

Витрати на збагачення, заправку, заміну та переробку відпрацьованого палива є дуже високими, тому необхідно максимально ефективно використовувати паливо задля поліпшення економічних умов експлуатації реактора.

Зокрема, винахід спрямовано на досягнення повного згорання урану, що міститься у паливних збірках. Удосконалення цього процесу сприяє подовженню терміну служби ядра реактора із заданим вихідним завантаженням розщеплюваного урану, або зменшенню вихідного завантаження ядра на певний період служби.

У першому випадку експлуатаційні витрати ядерного реактора зменшуються за рахунок збільшення інтервалів повторного завантаження. У

другому випадку, можна зменшити обсяг і загальну масу паливних стрижнів ядра, або використовувати паливо з низьким рівнем збагачення. Це дозволить знизити вартість паливного заряду.

Для роботи реактора, а саме для регулювання реакційної здатності ядра, використовуються матеріали, що поглинають нейтрони. Ці матеріали містяться у вигляді контрольних стрижнів у ядрі реактора, або у вигляді елементів, розчинених у басейні охолодження та сповільнення реактора. Після завантаження ядра реактора, його реакційна здатність підвищується, що обумовлює використання збільшеної кількості поглинаючих матеріалів. Наприклад, у провідні труби певних паливних збірок ядра вводяться кластери стержнів, що містять нейтронопоглинаючі речовини, або ж велика кількість цих речовин вводиться у воду.

Коли надлишок реакційної здатності зменшується внаслідок вигорання палива, паралельно зменшується концентрація розчинених нейтронопоглинаючих речовин. Ці речовини, які необхідні для приведення реактора у вихідний стан, є дорогими і знижують енергоефективність ядерного палива.

Запропоновано використовувати надлишкову реакційну здатність ядра реактора в його вихідному стані для отримання розщеплювального палива (плутоній 239) з урану 238, що міститься в паливних збірках. Для цього енергетичний спектр нейтронів в ядрі зміщується в бік високих енергій, зменшуючи відношення між об'ємом сповільнювача та об'ємом палива в ядрі протягом першої частини паливного циклу. Коли надлишкова реакційна здатність палива стає практично нульовою, співвідношення між об'ємом сповільнювача та палива знижується до величини, що дозволяє зменшити спектр нейтронів у звичайній зоні водо-водяних ядерних реакторів. Такі нейтрони називаються "тепловими" або "повільними". Як результат, утворюється нова надлишкова реакційна здатність, що дозволяє продовжити термін використання палива.

Співвідношення між об'ємом сповільнювача та палива змінюється за рахунок брусів з матеріалу, що пропускає нейтрони, всередині провідних труб збірок ядра, що вводяться в першу частину паливного циклу. Таким чином, вода в цих трубах зменшує обсяг сповільнювача в ядрі реактора.

Щоб досягти помітного ефекту, необхідно переміщувати близько 20% води протягом 60% терміну служби ядра. Для цього необхідно використовувати велику кількість стрижнів, що пропускають нейтрони, за винятком тих, що використовуються для управління контрольними поглинаючими стрижнями реактора.

Це значно ускладнює проектування і будівництво реактора.

Усе обладнання, включаючи ядро реактора, повинно мати зручний розмір для здійснення контролю над ядром реактора та переміщенням стрижнів зміни спектру. Таким чином, за рахунок гідравлічного балансу реактора, ця

конструкція передбачає розташування необхідної кількості провідних трубок всередині обладнання, якими зазвичай проходить підігріта вода.

Необхідно реконструювати систему циркуляції теплоносія в корпусі реактора. Більш того, контроль переміщення кластерів стрижнів потребує встановлення великої кількості механізмів управління на кришці резервуара, які повинні бути зв'язані з існуючими механізмами управління реактором. При рівній потужності, всі ці вимоги збільшують розмір корпусу реактора порівняно зі звичайним реактором.

Крім того, зміщення нейтронного спектра до високих енергій призводить до значних втрат нейтронів за межами реактора і збільшення «крихкості» сталевго резервуару реактора.

Цей винахід представляє собою ядерний реактор підвищеної ефективності. Він містить резервуар наповнений водою під тиском, що являє собою рідину для сповільнення та охолодження реактора. У цю рідину занурено ядро реактора, що складається з паливних збірок розташованих поряд вертикально. Також, у ядрі реактора знаходяться вертикальні контрольні стрижні з матеріалу, що поглинає нейтрони, для регулювання потужності реактора. Стрижні зміни енергетичного спектра, виготовлені з нейтронопоглинаючого матеріалу відмінного від того, що використано у контрольних стрижнях, а їх вертикальне розміщення уможливило їх повне введення та вилучення з паливних збірок ядра. Це необхідно для зміни співвідношення об'єму сповільнювача та паливного матеріалу і зміщення енергетичного спектру нейтронів. Ці стрижні розташовуються по всьому ядру реактора та відрізняються тим, що містять:

- суцільну металеву перегородку з високоенергетичного матеріалу, що відбиває нейтрони, розташовану на периферії ядра і по всій його висоті,
- два шари низькоенергетичного матеріалу, що поглинає нейтрони та містить ядерну паливну сировину, розташованих у нижній та верхній частині ядра і вздовж поперечного розрізу.

Згідно з винаходом, ядерний реактор, маючи просту структуру та будову, дозволяє ефективніше використовувати паливо збірок і зменшити щільність потоку нейтронів, а, отже, знизити крихкість сталевго резервуару реактора.

У поданому варіанті реалізації, стрижні зміни спектру пов'язані з паливними збірками ядра розташовуються за принципом шахової дошки.

Для кращого розуміння винаходу, опишемо його на прикладі ядерного реактора великої потужності.

На Фіг.1 зображено резервуар ядерного реактора у вертикальному симетричному розрізі.

На Фіг.2 зображено поперечний розріз секції AA Фіг.1.

На Фіг.3 зображено поперечний розріз секції BB Фіг.1.

На Фіг.4 зображено збільшену частину секції ядра, зображеного на Фіг.3, що показує розташування контрольних стрижнів і стрижнів зміни спектру у паливних збірках ядра реактора.

На Фіг.1 зображено резервуар реактора 1, закритий вигнутою кришкою 2.

Як зображено на Фіг.1 і 2, резервуар містить чотири впускних труби 4 для води під тиском і чотири випускні труби 5. Трубопровід 4 з'єднаний з холодним сектором першого контуру реактора, а трубопровід 5 з'єднаний з гарячим сектором і веде воду, нагріту взаємодією з паливними збірками ядра реактора, до парогенераторів, що не зображені на поданій схемі.

Всередині резервуара 1 знаходиться внутрішнє обладнання, а саме кільце 8, що утворює оболонку 7 ядра і опорну плиту 9 у нижній частині резервуара. Ця плита 9 пронизана отворами, що відповідають паливним збіркам ядра. На Фіг.3 зображено ядро, що містить сто дев'яносто три паливних збірки у квадратних секціях, які опираються на плиту 9.

Над ядром 7 розташовано верхнє внутрішнє обладнання 11 реактора. Це верхнє внутрішнє обладнання 11 містить провідні труби 12 стрижнів, що слугують розпорками і забезпечують з'єднання між проміжною пластиною 13 і пластиною ядра 10, до якої вони приєднані. Внутрішнє обладнання також містить верхню пластину 14, на якій закріплені верхні частини трубок 12. Пластини 13 і 14 закріплені на кінцях коаксіального кільця 8 і утримуються, як і кільце 8, між кришкою 2 і резервуаром 1. Трубки 12 містять направляючі пластини 15 і пристрої безперервного контролю для керування стрижнями під час їх вертикального переміщення у ядрі. У нижній частині трубок 12 знаходяться отвори 16 для виходу води, що проходить через кластери паливних збірок до випускних труб резервуара. Ці трубки 12 мають дві частини, верхня частина трубок підвішена до верхньої пластини 14, а їх нижня частина слугує розпоркою між пластинами 10 і 13.

Кільцевий простір між ядром 7, частину якого зображено на Фіг.3, і його оболонкою 8 містить суцільну перегородку 18 з нержавіючої сталі, яка відбиває високоенергетичні нейтрони, що виробляються в ядрі. Суцільна перегородка 18 займає практично весь простір між ядром і його оболонкою.

Паливні стрижні збірок складаються з довгих цирконієвих труб, що містять гранули оксиду урану, збагаченого ураном 235. На кожному з кінців, довжиною близько десяти сантиметрів, цирконієві труби містять гранули збідненого оксиду урану 235 (UO₂). Таким чином, утворюється два суцільні шари 19 і 20 збідненого урану зверху і знизу ядра відповідно.

Ці шари 19 і 20 поглинають низькоенергетичні нейтрони і забезпечують уран 238, що здатний перетворюватися в плутоній 239 під дією випромінювання, високоенергетичними нейтронами.

Таким чином, перегородка 18 з нержавіючої сталі і шари 19 і 20 збідненого урану, дозволяють знизити вихід нейтронів за межі ядра до мінімуму, що покращує ефективність реактора.

Крім того, зменшується щільність потоку поряд з резервуаром.

На Фіг.2 зображено кластер провідних трубок 12 для управління стрижнями в ядрі реактора. Для всього ядра використовуються дев'яносто шість кластерів поглинаючих стрижнів, кожен з яких може бути введений в провідні трубки ядра.

На Фіг.1 зображено такий кластер поглинаючих стрижнів з направляючим стрижнем 24 зверху, який прикріплений до контрольного штоку 25, що переміщується в трубчастій камері 26, зв'язаній з внутрішньою частиною резервуара. У верхній частині камери 26 розміщений механізм для переміщення штоку 25, що не зображений на схемі. Такий звичайний механізм із храповиком дозволяє із високою точністю вертикально переміщувати контрольні стрижні 24 всередині провідних трубок паливних збірок ба, розташованих вертикально до трубки 12а.

Також на Фіг.1 показано кластер стрижнів 27 зміни енергетичного спектру нейтронів, що повністю вставлений у провідні труби паливної збірки ба. Ці стрижні зміни енергетичного спектру складаються із труб з цирконієвого сплаву, заповнених гранулами збідненого урану по всій їх довжині.

Контрольні кластери, як і кластери зміни енергетичного спектра нейтронів, мають таку ж довжину, що і паливні збірки. Стрижні 27 зміни нейтронного спектра можуть знаходитись в одному з двох можливих положень: повністю вставлені, як показано на Фіг.1, або повністю витягнуті, що еквівалентно положенню контрольного кластера, зображеного на Фіг.1. Пристрій переміщення, пов'язаний зі стрижнями 27 зміни спектра, дозволяє переміщати його в одне з цих двох положень. У повністю вставленому положенні поглинаючі стрижні утворюють кластер зміни спектра, що задіяний у паливних збірках б по всій довжині.

Звертаючись до Фіг.2 і 3, можна бачити, що для ядра зі сто дев'яносто трьома паливними збірками, використовуються дев'яносто шість провідних трубок 12, які дозволяють одночасно керувати контрольними кластерами 24 і кластерами зміни спектра 27. Також видно, що ці провідні труби 12 розміщені вертикально до паливних збірок 30, що розташовані у шаховому порядку в ядрі реактора. Таким чином, одна з двох збірок обладнана контрольним стрижнем та стрижнем зміни спектра із збідненого урану.

Паливні збірки 31, розташовані поруч із збірками 30, обладнаними контрольними стрижнями і стрижнями зміни спектра, не мають жодного з цих двох типів поглинаючих стрижнів.

Звертаючись до Фіг.4, можна побачити розташування провідних трубок 32 для прийому контрольних стрижнів і провідних трубок 33 для прийому стрижнів зміни спектра. Кожна збірка складається з п'ятидесяти шести провідних трубок, включаючи шістнадцять труб для прийому контрольних стрижнів і сорок труб для прийому стрижнів зміни спектра.

Провідні трубки паливних збірок 30 приймають ці стрижні під час роботи реактора, тоді як відповідні провідні трубки паливних збірок 31 мають заглушки, що дають можливість знизити тиск, до того, що міститься в трубках 32 і 33 у паливній збірці 30.

Кластер 24, що формує панель управління, відтворює поперечний розподіл провідних труб 32, що показано на Фіг.4, тоді як кластер 27 відтворює розподіл провідних труб 33, що також показано на Фіг.4.

На початку паливного циклу, тобто після завантаження, використовуються механізми переміщення стрижнів зміни спектру, для того, щоб максимально вставити усі стрижні із збідненим ураном у паливні збірки 30. Це необхідно для зменшення співвідношення обсягу сповільнювача та палива у ядрі реактора. Крім того, кожен із збіднених уранових стрижнів зміни спектру локально поглинає низькоенергетичні нейтрони, що призводить до зміщення нейтронного спектра до високих енергій.

За рахунок кластерів зміни спектру рівномірно розподілених в паливних збірках, цей локальний ефект повторюється по всьому ядру і викликає загальний ефект зміщення спектра всередині ядра реактора.

Зменшення обсягу сповільнювача і поглинання низькоенергетичних нейтронів призводить до перетворення урану 238 з палива в плутоній 239.

Стрижні збідненого урану поглинають надлишки повільних нейтронів, що необхідні для підтримки ланцюгової реакції в ядрі і дають початок утворенню плутонію 239 під дією розпаду високоенергетичних нейтронів.

Після роботи зі стрижнями зміни спектру, вставленими протягом значної частини циклу реактора, ці стрижні витягуються. Після вилучення стрижнів зміни спектру, розщеплюваний матеріал, що утворюється при розпаді високоенергетичних нейтронів протягом першої фази, поглинається всередині ядра реактора.

За допомогою зміщення спектру поглинаючих стрижнів збідненого урану, використання периферійного відбивача з нержавіючої сталі і поглинаючих шарів збідненого урану зверху і знизу ядра, можна обладнати лише дві паливні збірки в ядрі, включаючи кластер з контрольним стрижнем та стрижнем зміни спектру.

На Фіг.3 зображено сто дев'яносто три паливних збірки, що складають ядро, і дев'яносто шість збірок з контрольними стрижнями та стрижнями зміни спектру і дев'яносто сім збірок 31, які містять набір заглушок.

Таким чином, над кришкою 2 резервуара 1 можна встановити механізми переміщення контрольного стрижня, що включають коаксіальний механізм вставлення та вилучення стрижнів зміни спектру, тоді як встановлення таких механізмів у вертикалі кожної збірки було б складним і поставило б під загрозу конструкцію резервуара, його кришки та внутрішнього обладнання.

Згідно з винаходом, такий пристрій має перевагу, що дозволяє встановлювати кластер контрольних стрижнів і стрижнів зміни спектру без

необхідності будь-якої суттєвої модифікації резервуара водо-водяного ядерного реактора. З іншого боку, можна значно покращити умови експлуатації палива в ядрі за рахунок відбиваючого ефекту периферійної перегородки ядра, поглинаючого ефекту верхніх і нижніх шарів збідненого урану в ядрі і ефекту зміщення нейтронного спектру.

Ці значні покращення, що дозволяють зменшити енерговитрати на паливо, досягаються за рахунок незначної модифікації структури реактора.

Винахід не обмежується описаним варіантом реалізації і може застосовуватись у різних варіаціях.

Тож, можна використати різний розподіл провідних трубок 32 і 33, які приймають контрольний стрижень і стрижень зміни спектру в кожній із збірок 30. Також можна сконструювати різний розподіл паливних збірок, що приймають контрольний стрижень та стрижень зміни спектру.

Можна розробити конфігурації, де ці два типи стрижнів пов'язані з новими збірками ядра. Також можна розробити кластери контрольних стрижнів і стрижнів зміни спектру, що складаються з різної кількості поглинаючих стрижнів.

Для стрижнів зміни спектру можна використати поглинаючі матеріали, відмінні від збідненого урану, що містять чи не містять паливну сировину, і які можуть розщеплюватись під дією нейтронного розпаду.

Для переміщення контрольних стрижнів і для встановлення та вилучення стрижнів зміни спектру можна використовувати присторої будь-якого типу: механічні, гідравлічні або пневматичні.

Винахід застосовується до будь-якого ядерного реактора, з водною системою охолодження і сповільнення, що містить вертикально розташовані паливні збірки, з контрольних стрижнем для регулювання роботи реактора всередині.