

FISH &amp; RICHARDSON

31175-0002EP

POLAND

RZECZNY PATENTOWI  
PATENT & TRADEMARK ATTORNEYS

www.jwp.pl

URZĄD PATENTOWY RP  
Departament Zgłoszeń  
Al. Niepodległości 188/192  
00-950 Warszawa  
Skr. Poczt. 203

NASZ ZNAK: 26947/16/WA/ZWA/GP/KM/AW



Warszawa, dnia 07.09.2016r.

## WNIOSEK

o uznanie ważności patentu europejskiego nr **EP 2 766 909** na terytorium  
Rzeczypospolitej Polskiej

Wnoszę niniejszym o uznanie ważności patentu europejskiego nr **EP 2 766 909** na terytorium Rzeczypospolitej Polskiej i stosownie do przepisu art. 6 ust. 2 ustawy z dnia 14 marca 2003 r. o dokonywaniu europejskich zgłoszeń patentowych oraz skutkach patentu europejskiego w Rzeczypospolitej Polskiej (Dz. U. nr 65 poz. 598) przedkładam tłumaczenie na język polski wymienionego patentu europejskiego, obejmujące opis i zastrzeżenia patentowe, a ponadto przedkładam rysunki (1 kpl. x 11 ark.).

Szczegółowe dane dotyczące patentu europejskiego

Publikacja nr: **EP 2 766 909**, w Europejskim Biuletynie Patentowym nr **2016/23** w dniu **08.06.2016**  
Numer zgłoszenia: **12832800.2**  
Data zgłoszenia: **02.10.2012**  
Tytuł: **Reaktor jądrowy i odpowiedni sposób**  
Uprawniony(-eni): **Transatomic Power Corporation, 23 Sidney Street, Cambridge, MA 02139 / US**  
Twórca(-y): **1) MASSIE, Mark, 23 Sidney Street, Apt 414, Cambridge, MA 02139 / US**  
**2) DEWAN, Leslie, C., 23 Sidney Street, No. 404, Cambridge, MA 02139 / US**

Adres do doręczeń: **JWP Rzecznicy Patentowi Dorota Rządewska sp. j., ul. Żelazna 28/30, 00-833 Warszawa**  
Oświadczam, że Rzeczpospolita Polska została wyznaczona jako kraj ochrony we wskazanym powyżej patencie europejskim, na dowód czego załączam kopię pierwszej strony opisu patentowego (B1) w języku publikacji.  
Opłatę za publikację tłumaczenia patentu europejskiego (łącznie 44 stron) w kwocie 430, - złotych przekazano przelewem na konto Urzędu Patentowego RP w dniu 07.09.2016r.

## Załączniki:

- 1 egz. opisu wynalazku po 31 ark. każdy
- 1 egz. zastrzeżeń patentowych po 2 ark. każdy
- 1 komplety rysunków 11 ark. każdy
- 1 egz. kopii pierwszej strony opisu patentu w języku publikacji (B1)
- 1 kopia przelewu potwierdzająca wniesienie opłaty za publikację tłumaczenia patentu
- 1 płyta CD zawierająca wersję elektroniczną tłumaczenia na j. polski w/w patentu europejskiego

ZW.

Pełnomocnik:

Grażyna Pałka  
Rzecznik patentowy

JWP Rzecznicy Patentowi  
Dorota Rządewska Spółka Jawna

JWP Patent & Trademark Attorneys  
Dorota Rządewska sp.j.

Sienno Center  
ul. Żelazna 28/30  
00-833 Warszawa, Poland

T: +48 22 436 05 07  
F: +48 22 436 05 02  
E: info@jwp.pl

NAT: PL 520 012 18 68  
REGON: 14 653 35 67  
KRS: 000001087

1441 Rejestracja (dla m.st. Warszawy w Warszawie X Wydział Gospodarczy Krajowego Rejestru Sądowego)  
Grupa JWP – ochrona własności intelektualnej i obsługi z tymi firmami  
JWP Group – Intellectual Property & Corporate Law Assistance

## **Reaktor jądrowy i odpowiedni sposób**

### **Opis**

#### **Tło**

[0001] Opis dotyczy reaktorów jądrowych i odpowiednich sposobów i aparatury.

[0002] Samopodtrzymującą się reakcję jądrową w paliwie jądrowym w rdzeniu reaktora można stosować do wytwarzania ciepła, a z niego – energii elektrycznej. W typowych reaktorach jądrowych chłodzonych mieszaniną stopionych soli (nazywanych czasem MSR od ang. *molten salt reactor*), paliwo jądrowe jest rozpuszczone w stopionej soli. W niektórych proponowanych MSR paliwo jądrowe może zawierać aktynowce odzyskane ze zużytego paliwa jądrowego (nazywanego czasem SNF od ang. *spent nuclear fuel* lub po prostu zużytym paliwem) z innych reaktorów.

[0003] Szwajcarski opis patentowy nr 596 638 ujawnia sposób uwalniania energii jądrowej za pomocą mikrowybuchów i reaktora jądrowego.

#### **Streszczenie**

[0004] Zasadniczo został opisany tu sposób i aparatura reaktora jądrowego, wykorzystującego stopioną sól i materiał rozszczepialny, którym jest zwykle co najmniej częściowo zużyte paliwo z innego reaktora, oraz moderator dobrany i ukształtowany tak, by spowodować reakcję krytyczną.

[0005] Wynalazek dotyczy reaktora jądrowego określonego w zastrzeżeniu patentowym 1 i sposobu określonego w zastrzeżeniu patentowym 9.

[0006] Inne przykłady wykonania są opisane w zastrzeżeniach zależnych.

[0007] Inne aspekty, cechy, wykonania i zalety staną się oczywiste na podstawie poniższego opisu i zastrzeżeń patentowych.

### **Opis**

#### **[0008]**

Fig. 1 przedstawia schemat.

Fig. 2, 5, 6, 7, 8 i 9 przedstawiają przekroje rdzeni reaktora.

Fig. 3 przedstawia schemat powiązany z symulacją.

Fig. 4 przedstawia wykres strumienia neutronów.

Fig. 10 przedstawia schemat technologiczny.

Fig. 11 przedstawia przebieg procesu.

[0009] Opisane tu wykonania między innymi dają nadzieję na wytwarzanie elektryczności bezpiecznie i względnie małym kosztem, z wykorzystaniem zużytego paliwa jądrowego (w niektórych przypadkach bez dalszej obróbki) z istniejących reaktorów jądrowych i z zastosowaniem elementów technologii reaktorów jądrowych, które zostały wypróbowane lub są uważane za wykonalne. Reaktor jądrowy, który proponujemy do wytwarzania elektryczności, przetwarza zużyte paliwo w stan, który stwarza znacznie mniej problemów z punktu widzenia ochrony środowiska i utylizacji – reakcje jądrowe zachodzące w reaktorze

wywołują rozszczepienie większości aktynowców składających się na zużyte paliwo, zmniejszając ich okresy półtrwania. Co najmniej niektóre opisane tu wykonania modyfikują opracowaną wcześniej technologię reaktora z mieszaniną stopionych soli, tak by mogła wykorzystywać zużyte paliwo z innych reaktorów.

**[0010]** W co najmniej niektórych wykonaniach ważną cechą zmodyfikowanego reaktora z mieszaniną stopionych soli jest to, że stopiona mieszanina paliwowo-solna zawiera cały materiał znajdujący się w zużytym paliwie jądrowym. Gdy odwołujemy się do zużytego paliwa, SNF lub zużytego paliwa jądrowego, rozumiemy przez to cały materiał paliwowy znajdujący się w zestawie zużytego paliwa z wyjątkiem materiału koszulki, który technicznie nie stanowi części zużytego paliwa. W rezultacie co najmniej w niektórych wykonaniach rdzeń reaktora wykorzystuje całe zużyte paliwo bez wymagania oddzielania lub innej manipulacji.

**[0011]** Również ważną cechą jest też to, że jako moderator stosowana jest pewna postać wodorku cyrkonu ( $ZrH_x$ , gdzie  $x$  może być zawarte w zakresie od 1 do 4). W niektórych przypadkach moderator-woderek cyrkonu jest stosowany jak część elementów tworzących nieruchomy rdzeń reaktora. W niektórych przypadkach moderator-woderek cyrkonu jest stosowany w ruchomych elementach moderatorów, które można wyklądać do rdzenia reaktora i wyjmować z niego. W niektórych przypadkach moderator-woderek cyrkonu jest stosowany zarówno w nieruchomym rdzeniu reaktora, jak i elementach moderatorów. Woderek cyrkonu może być bardziej skuteczny niż inne moderatory, jeśli chodzi o wytwarzanie neutronów o odpowiednich poziomach energii, by umożliwić zużytemu paliwu, które w przeciwnym razie nie byłyby w stanie, osiągnięcie stanu krytycznego w rdzeniu reaktora. W niektórych przypadkach nieruchome lub ruchome, lub oba typy elementów moderatorów mogą być jednym lub większą liczbą wodorków. W niektórych przypadkach te elementy mogą być jednym lub większą liczbą deuterków. W niektórych przypadkach te elementy mogą być kombinacją wodorków lub deuterków.

**[0012]** Chociaż niektóre opisane tu wykonania rozważają kombinacje reaktorów z mieszaniną stopionych soli, które wykorzystują zużyte paliwo i wysoce skuteczne moderatory, takie jak woderek cyrkonu, to w niektórych wykonaniach może być konieczne włączenie wszystkich tych cech w jednym obiekcie.

**[0013]** Fig. 1 przedstawia schemat przykładowej elektrowni z reaktorem jądrowym 100, który ma rdzeń 106 reaktora jądrowego w pętli głównej 102. Stopiona (ciekła) mieszanina paliwowo-solna 103 cyrkuluje 105 w sposób ciągły w pętli głównej 102, w tym przez rdzeń 106 reaktora. Pętla główna jest naładowana mieszaniną paliwowo-solną w ilości wystarczającej do wypełnienia pętli, włącznie z rdzeniem reaktora. Część mieszaniny paliwowo-solnej znajdująca się w rdzeniu reaktora w danym czasie jest w konfiguracji krytycznej i wytwarza ciepło. (Paliwo, które opuściło rdzeń reaktora i znajduje się w pozostałej części pętli, nie jest w konfiguracji krytycznej.) Gdy mieszanina paliwowo-solna jest w tej konfiguracji krytycznej w rdzeniu reaktora, neutrony wywołują rozszczepienie aktynowców, wytwarzając ciepło i przekształcając aktynowce w produkty rozszczepienia.

**[0014]** Sól (czasem używane jest proste określenie „sól” zamiennie z mieszaniną paliwowo-solną lub paliwem) przepływa przez pętlę główną o dużym masowym natężeniu

przepływu – w niektórych wykonaniach to natężenie wynosi około 800 kilogramów na sekundę. W niektórych wykonaniach natężenie może być większe niż 800 kilogramów na sekundę lub mniejsze niż 800 kilogramów na sekundę. Sól jest przemieszczana szybko, gdyż rozszczepiające się aktynowce w rdzeniu 106 reaktora wytwarzają w soli wielką ilość ciepła i ciepło przenoszone przez tę gorącą sól musi być szybko dostarczone do wymiennika ciepła 112.

**[0015]** Ze względu na to, że sól przemieszcza się tak szybko, tylko niewielki ułamek aktynowców jest rozszczepiany w rdzeniu reaktora podczas każdego przejścia przez pętlę. Jednak aktynowce przechodzą przez rdzeń reaktora wielokrotnie. W niektórych przypadkach po 10 latach przechodzenia przez rdzeń reaktora na przykład około 30% danej ilości początkowej aktynowców może zostać przekształcone w produkty rozszczepienia.

**[0016]** Aktynowcami rozpuszczonymi w mieszaninie paliwowo-solnej 103 mogą być bardzo różne aktynowce i kombinacje aktynowców oraz mogą one pochodzić z bardzo różnych źródeł i kombinacji źródeł. W niektórych wykonaniach aktynowce mogą pochodzić na przykład ze zużytego paliwa jądrowego 139, wytwarzanego przez istniejące reaktory jądrowe 143. W niektórych wykonaniach aktynowce pochodzą ze zdemobilizowanego uzbrojenia 152 i zawierają pluton i/lub uran. W niektórych przykładach źródła mogą zawierać naturalny uran 155. W niektórych przykładach źródła mogą zawierać zubożony uran 159 (pozostałość z procesu wzbogacania). W niektórych przykładach źródła mogą zawierać świeże paliwo 157 (które może zawierać uran wzbogacony w U-235 lub mieszaninę toru paliworodnego i materiału rozszczepialnego, takiego jak U-233, U-235, Pu-239 lub Pu-241). W niektórych przykładach źródła mogą zawierać kombinację dowolnych dwóch lub większej liczby spośród świeżego paliwa 157, plutonu lub uranu ze zdemobilizowanego uzbrojenia 152, naturalnego uranu 155, zubożonego uranu 159 lub zużytego paliwa jądrowego 139.

**[0017]** Rozkład poziomów energii neutronów w rdzeniu reaktora wpływa na wydajność rozszczepiania aktynowców w mieszaninie paliwowo-solnej w rdzeniu.

**[0018]** Przekrój czynny jest miarą prawdopodobieństwa zajścia określonej reakcji przy oddziaływaniu (np. zderzeniu) neutronu z jądrem atomowym. Na przykład przekrój czynny na pochłanianie jest miarą prawdopodobieństwa pochłonięcia przez jądro danego izotopu neutronu padającego na to jądro. Każdy izotop ma swoisty zbiór przekrojów czynnych, zależnych od energii kinetycznej padającego neutronu.

**[0019]** Rozkład energii kinetycznych w populacji neutronów w danym systemie jest odwzorowywany na przykład przez widmo energii neutronów. Neutrony powstające podczas reakcji rozszczepienia mają przeciętnie początkowe energie kinetyczne w regionie „prędkim” widma energii neutronów. Neutrony prężkie mają energię kinetyczną większą niż na przykład 10 keV. Neutrony epitermiczne mają energię kinetyczną na przykład od 1 eV do 10 keV. Neutrony termiczne mają energię kinetyczną na przykład około 0,025 eV. W kontekście reaktorów jądrowych neutrony termiczne oznaczają szerzej cząstki o energii kinetycznej mniejszej niż na przykład 1 eV.

**[0020]** W niektórych wykonaniach jest pożądane, by rdzeń reaktora (włącznie z mieszaniną paliwowo-solną w rdzeniu) miał widmo energii neutronów obejmujące dużą populację neutronów termicznych, ponieważ w wielu przypadkach neutrony termiczne wywołują rozszczepienie aktynowców łatwiej niż neutrony prężkie. Zmniejszenie populacji neutronów termicznych w rdzeniu reaktora zmniejsza szybkość rozszczepienia aktynowców w rdzeniu reaktora.

**[0021]** Wybór soli stosowanych w mieszaninie paliwowo-solnej zależy, między innymi, od wpływu, jaki dana sól może wywierać na poziomy energii neutronów w mieszaninie.

**[0022]** Przy wybieraniu składu soli dla reaktora z mieszaniną stopionych soli należy uwzględnić kilka różnych czynników. Ważnymi czynnikami są: rozpuszczalność ciężkich jąder w soli (zwykle większe rozpuszczalności są lepsze), przekrój czynny wychwyty neutronów izotopów składających się na sól (zwykle mniejszy przekrój czynny wychwyty jest lepszy) i skuteczność spowalniania izotopów składających się na sól (zwykle większa skuteczność spowalniania jest lepsza).

**[0023]** Rozpuszczalność ciężkich nuklidów zależy od składu chemicznego soli (np. fluorek litu ma większą rozpuszczalność ciężkich nuklidów niż fluorek potasu). W niektórych wykonaniach korzystnymi kompozycjami soli są te, które wykazują większą rozpuszczalność ciężkich nuklidów. Według naszej analizy, kilka kompozycji soli (opisanych szczegółowo w następnej części) mają rozpuszczalność ciężkich nuklidów wystarczająco dużą, by umożliwić pozostawianie mieszaniny paliwowo-solnej w rdzeniu reaktora w stanie krytycznym. To, jak duża musi być rozpuszczalność, zależy od stosowanego paliwa. W symulacjach opartych na modelu z dziesięcioma pierścieniami  $ZrH_{1,6}$  (omówionych bardziej szczegółowo później) i z zastosowaniem świeżego paliwa wzbogaconego do 20% U-235, wystarczająca była rozpuszczalność ciężkich nuklidów 0,35%. Proponowana wcześniej konstrukcja reaktora powielającego z mieszaniną stopionych soli zakładała stosowanie soli z 12% ciężkich nuklidów. Przy użyciu całego wektora aktynowców zużytego paliwa w opisywanych tu systemach oszacowaliśmy zapotrzebowanie na co najmniej 20% rozpuszczalność. Wszystkie wartości procentowe są wyrażone w % molowym.

**[0024]** Przekrój czynny wychwyty neutronów zależy od składu izotopowego danej substancji (jednej lub większej liczby) w soli. Li-7 ma mniejszy przekrój czynny wychwyty neutronów niż Li-6, przez co jest prawdopodobnie lepszym izotopem litu dla fluorku litu, gdy fluorek litu jest stosowany jako sól). Oczekuje się zwykle, że sole chlorkowe będą mniej użyteczne niż sole fluorkowe, gdyż chlor składa się głównie z Cl-35, który ma duży przekrój czynny wychwyty neutronów. Jak wyjaśniono w kolejnych częściach, w solach rozważanych do użycia drugi składnik mógłby korzystnie zawierać lżejsze pierwiastki, takie jak lit, które mają większą skuteczność spowalniania niż cięższe pierwiastki, takie jak chlor.

**[0025]** W niektórych wykonaniach mieszanina paliwowo-solna 103 zawiera stopiony halogenek (np.  $LiF-(ciężki\ nuklid)F_x$ ). W powyższym i poniższych wzorach chemicznych ciężkim nuklidem może być na przykład lantanowiec lub aktynowiec, lub może nim być ich kombinacja. Istnieją co najmniej trzy ogólne klasy soli halogenkowych, które można stosować w reaktorach z mieszaniną stopionych soli: można stosować sole chlorkowe, można stosować

sole fluorkowe i można stosować sole jodkowe, lub można stosować kombinację dowolnych dwóch lub większej liczby spośród nich. W niektórych wykonaniach korzystne może być zastosowanie soli fluorkowych w systemie reaktora jądowego 100. (Jak wspomniano wcześniej, na przykład izotop Cl-35, który ma rozpowszechnienie w przyrodzie 75,55% w solach chlorkowych pochodzenia naturalnego, wykazuje duży przekrój czynny na pochłanianie neutronów termicznych. Zatem sól chlorkowa zmniejsza liczbę neutronów termicznych w widmie energetycznym neutronów rdzenia reaktora.)

**[0026]** Do odpowiednich kompozycji soli mogą należeć każda z poniższych z osobna i kombinacje dowolnych dwóch lub większej liczby spośród nich: LiF-(ciężki nuklid) $F_x$ , NaF-BeF<sub>2</sub>-(ciężki nuklid) $F_x$ , LiF-NaF-(ciężki nuklid) $F_x$ , NaF-KF-(ciężki nuklid) $F_x$  i NaF-RbF-(ciężki nuklid) $F_x$ . Do przykładowych kompozycji z zastosowaniem tych substancji mogą należeć każda z poniższych lub kombinacje dowolnych dwóch lub większej liczby spośród nich: 8,5% mol.(ciężki nuklid) $F_x$ -34% mol.NaF-57,5% mol.BeF<sub>2</sub>, 12% mol.(ciężki nuklid) $F_x$ -76% mol.NaF-12% mol.BeF<sub>2</sub>, 15% mol.(ciężki nuklid) $F_x$ -25% mol.NaF-60% mol.BeF<sub>2</sub>, 22% mol.(ciężki nuklid) $F_x$ -33% mol.LiF-45% mol.NaF, 22% mol.(ciężki nuklid) $F_x$ -78% mol.LiF, 25% mol.(ciężki nuklid) $F_x$ -48,2% mol.NaF-26,8% mol.KF, 27% mol.(ciężki nuklid) $F_x$ -53% mol.NaF-20% mol.RbF, 27,5% mol.(ciężki nuklid) $F_x$ -46,5% mol.NaF-26% mol.KF i 30% mol.(ciężki nuklid) $F_x$ -50% mol.NaF-20% mol.KF.

**[0027]** Chociaż sól o dużej rozpuszczalności ciężkich nuklidów jest użyteczna, należy także uwzględnić czynniki inne niż rozpuszczalność ciężkich nuklidów. Kompozycja o największej zawartości (ciężki nuklid) $F_x$  w procentach molowych nie musi być najbardziej pożądaną. Na przykład 30% mol.(ciężki nuklid) $F_x$ -50% mol.NaF-20% mol.KF ma większe stężenie ciężkiego nuklidu niż 22% mol.(ciężki nuklid) $F_x$ -78% mol.LiF, ale 22% mol.(ciężki nuklid) $F_x$ -78% mol.LiF może być lepsza, gdyż lit w tej drugiej soli ma większą skuteczność spowalniania niż sód lub potas w pierwszej soli. Lżejsze pierwiastki, takie jak lit, mają większą skuteczność spowalniania niż cięższe pierwiastki, takie jak sód.

**[0028]** W niektórych wykonaniach mieszanina paliwowo-solna 103 zawiera fluorek litu zawierający rozpuszczone ciężkie nuklidy (LiF-(ciężki nuklid) $F_x$ ). W niektórych wykonaniach mieszanina LiF-(ciężki nuklid) $F_x$  może zawierać do na przykład 22 % mol. (ciężki nuklid) $F_x$ . Lit jest bardzo lekkim pierwiastkiem i jego skuteczność spowalniania może uczynić go korzystnym z punktu widzenia neutronów dla reaktora z widmem termicznym. Zwłaszcza Li-7 ma pożądane właściwości neutronowe. Li-6 ma znacznie większy przekrój czynny na pochłanianie neutronów termicznych (941 barnów; 1 barn = 10 m<sup>-24</sup>m<sup>2</sup>) niż Li-7 (0,045 barna). Pochłanianie neutronów przez lit zmniejsza reaktywność reaktora, gdyż neutrony pochłonięte przez lit są niedostępne dla rozszczepiania aktynowców. Jako taki w niektórych wykonaniach lit w soli może zostać wzbogacony, tak by zawierał duży ułamek Li-7, co zmniejsza skłonność mieszaniny paliwowo-solnej do pochłaniania neutronów termicznych.

**[0029]** W niektórych wykonaniach do stopionych soli halogenkowych można dodawać beryl, by obniżyć temperaturę topnienia soli. W niektórych wykonaniach mieszanina paliwowo-solna 103 zawiera fluorek berylu litu, zawierający rozpuszczone ciężkie jądra (LiF-BeF<sub>2</sub>-(ciężki nuklid) $F_x$ ). Obecność berylu w mieszaninie paliwowo-solnej może jednak zmniejszać

wydajność wzbogacenia w Li-7, ponieważ w reakcjach ( $n, \alpha$ ) z Be-9 powstaje Li-6. Przez to w niektórych wykonaniach do stopionej soli nie dodaje się berylu. W niektórych wykonaniach dodawana jest zmniejszona ilość berylu.

**[0030]** Ponadto dodanie berylu może zmniejszyć rozpuszczalność aktynowców w soli. Z uwagi na mniejszą ilość materiału rozszczepialnego na kilogram zużytego paliwa jądrowego niż w świeżym paliwie, może być wymagane większe stężenie aktynowców, by system reaktora jądrowego 101 przeszedł w stan krytyczny. Całkowite usunięcie  $\text{BeF}_2$  z soli może zwiększyć rozpuszczalność aktynowców w soli z 12,3% do 22%, wystarczająco, by mieszanina paliwowo-solna była w stanie osiągnąć krytyczność bez wstępnej obróbki zużytego paliwa jądrowego dla zwiększenia stosunku zawartości materiału rozszczepialnego do paliworodnego (np. przez usunięcie uranu). W niektórych wykonaniach powstały wzrost rozpuszczalności aktynowców umożliwia elektrowni z reaktorem jądrowym 100 wykorzystanie jako paliwo całego wektora zużytego paliwa jądrowego. W niektórych wykonaniach można także stosować mieszaninę zużytego paliwa jądrowego lub jego części z innymi elementami paliwowymi.

**[0031]** Podczas działania mieszanina paliwowo-solna 103 wypełnia rdzeń 106 reaktora. Część swobodnych neutronów z reakcji rozszczepienia w rdzeniu 106 reaktora może wywołać rozszczepienie innych atomów paliwa w rdzeniu 106 reaktora, a pozostałe neutrony z reakcji rozszczepienia mogą zostać pochłonięte przez atomy niebędące paliwem lub uciec z rdzenia 106 reaktora. Gdy liczba neutronów wytwarzanych w rdzeniu 106 reaktora jest równa lub zasadniczo równa liczbie traconych neutronów (np. przez rozszczepienie, pochłanianie, lub transport poza system (np. „ucieczkę”)), mieszanina paliwowo-solna w rdzeniu reaktora może być w stanie krytycznym lub samopodtrzymującym się. Gdy jest w stanie krytycznym, reakcja jądrowa jest samopodtrzymująca się.

**[0032]** W niektórych przypadkach o tym, czy mieszanina paliwowo-solna w rdzeniu reaktora jest w stanie krytycznym, decydują głównie trzy czynniki: właściwości jądrowe mieszaniny paliwowo-solnej, właściwości materiałów zastosowanych do produkcji rdzenia 106 reaktora i układ geometryczny mieszaniny paliwowo-solnej i pozostałych materiałów w rdzeniu reaktora. Kombinacja tych trzech czynników decyduje przede wszystkim o rozkładzie neutronów w przestrzeni i energii w rdzeniu 106 reaktora, a tym samym o szybkości reakcji zachodzących w rdzeniu 106 reaktora. Rdzeń 106 reaktora może być skonstruowany tak, by utrzymywał mieszaninę paliwowo-solną w rdzeniu reaktora w stanie krytycznym przez rozmieszczenie mieszaniny, układu geometrycznego i materiałów w taki sposób, by szybkość generowania neutronów dokładnie lub w przybliżeniu równała się szybkości utraty neutronów.

**[0033]** Zwykle U-235 i Pu-239 mają większy przekrój czynny na rozszczepienie w zakresie energii neutronów termicznych niż w zakresie energii prędkich neutronów, to jest te jądra łatwiej ulegają rozszczepieniu przez neutrony termiczne niż przez neutrony prędkie.

**[0034]** Wychwyt neutronów jest inną możliwą reakcją jądrową i może zachodzić między U-238 a neutronem. W reakcji wychwytu neutronów jądro atomowe pochłania neutron, który na nie pada, ale nie emituje neutronu z powrotem ani nie ulega rozszczepieniu.

[0035] W niektórych przypadkach energie neutronów najskuteczniej transmutujące U-238 w Pu-239 są w obszarze epitermicznym. Pu-239, izotop rozszczepialny, jest wytwarzany, gdy U-238 wychwytuje neutron, przechodząc w U-239, który w drodze rozpadu beta przechodzi w Np-239, który w drodze rozpadu beta przechodzi w Pu-239. Optymalny zakres energii dla przekształcania U-238 w U-239 (i ostatecznie w Pu-239) zależy od przekrojów czynnych U-238. Na fig. 11 przekrój czynny na rozszczepienie U-238 1102 jest mniejszy niż przekrój czynny wychwytu 1104 dla wszystkich energii poniżej około 1 MeV, co oznacza, że neutron o energii kinetycznej poniżej 1 MeV ma większe prawdopodobieństwo zostania wychwyconym przez U-238 niż spowodowania rozszczepienia U-238. Prawdopodobieństwo wychwycenia neutronu względem prawdopodobieństwa rozszczepienia (odległość w pionie między dwoma wykresami) jest największe w zakresie od około 5 eV do 10 keV. Jest to dobry przedział do przetwarzania U-238 w Pu-239. Widma neutronów termicznych i epitermicznych potrzebne w niektórych wykonaniach można uzyskać przez wprowadzenie materiałów moderujących. W niektórych wykonaniach materiały moderujące mogą być wprowadzone na przykład w elementach rdzenia reaktora. W niektórych wykonaniach materiały moderujące mogą być wprowadzane do rdzenia 106 reaktora i wyprowadzane z niego. W niektórych wykonaniach można stosować kombinację tych dwóch wariantów. W niektórych wykonaniach elementy moderujące przesuwają widma neutronów do bardziej użytecznego zakresu na przykład przez zmniejszenie energii neutronów w mieszaninie paliwowo-solnej. Skuteczność spowalniania,  $\eta_{mod}$ , danego materiału jest definiowana jako średnie logarytmiczne zmniejszenie energii neutronów przypadających na zderzenie,  $\xi$ , pomnożone przez makroskopowy przekrój czynny na rozpraszanie  $\Sigma_s$  podzielony przez makroskopowy przekrój czynny na pochłanianie  $\Sigma_a$ , jak pokazano w równaniach 1.1 i 1.2.

$$\xi = \frac{\ln E_0}{E} = 1 + \frac{(A-1)^2}{2A} \ln \left( \frac{A-1}{A+1} \right) \quad [1.1]$$

$$\eta_{mod} = \frac{\xi \Sigma_s}{\Sigma_a} \quad [1.2]$$

[0036] W równaniu 1.1  $E_0$  oznacza energię kinetyczną neutronu przed zderzeniem z jądrem atomowym,  $E$  oznacza energię kinetyczną neutronu po zderzeniu z jądrem atomowym i  $A$  oznacza masę atomową jądra atomowego.

[0037] Jak wskazuje równanie 1.1, neutrony rozpraszające się o jądra atomowe o większej masie atomowej zwykle tracą mniejszy ułamek swojej energii kinetycznej. Z drugiej strony, rozpraszając się o jądra atomowe o mniejszej masie atomowej (np. węgiel, wodór, lit), neutrony zwykle tracą większy ułamek swojej energii kinetycznej. Mała masa atomowa jąder oznacza, że neutron musi doświadczyć mniejszej liczby zderzeń z moderatorem, by zwolnić do określonej energii.

[0038] Przy każdym zderzeniu neutronu z jądrem atomowym istnieje skończone prawdopodobieństwo, że zostanie wychwycony przez to jądro. Zazwyczaj wychwyt neutronów w materiale niebędącym paliwem, takim jak moderator, powinien być zminimalizowany, gdyż nie może prowadzić do rozszczepienia. Dla zmniejszenia wychwytu neutronów moderator o większej skuteczności spowalniania powinien być takim, który ma mały przekrój czynny



wychwyty i małą masę atomową. Mały przekrój czynny wychwyty oznacza że przy każdym zderzeniu z moderatorem istnieje małe prawdopodobieństwo, że neutron zostanie wychwycony.

**[0039]** Rdzenie reaktora niektórych systemów reaktora jądrowego wykorzystują grafit jako moderator. W niektórych wykonaniach rdzeń 106 reaktora wykorzystuje materiał moderujący o większej skuteczności spowalniania niż ma sam grafit.

**[0040]** W niektórych wykonaniach jako moderator w rdzeniu 106 reaktora można stosować pewną postać wodorku cyrkonu (np.  $ZrH_{1,6}$ ) zamiast grafitu lub w niektórych wykonaniach jako dodatek do grafitu.  $ZrH_{1,6}$  jest postacią krystaliczną postacią krystaliczną wodorku cyrkonu, o symetrii regularnej ściennie centrowanej. Istnieją inne fazy wodorku cyrkonu ( $ZrH_x$ , gdzie  $x$  jest zawarte w zakresie od 1 do 4) i mają one odmienne właściwości fizyczne. W niektórych wykonaniach moderator-woderek cyrkonu może być w postaci stałego monokryształu. W niektórych wykonaniach można by stosować sproszkowaną postać wodorku cyrkonu, zawierającą mniejsze kryształy. W niektórych wykonaniach mniejsze kryształy mogą być uformowane w stałe kształty (za pomocą na przykład jednego z lub dowolnej kombinacji poniższych procesów: spiekanie kryształów, wiązanie kryształów ze sobą za pomocą spoiwa takiego jak smoła węglowa lub dowolnego innego odpowiedniego procesu).

**[0041]** Woderek cyrkonu ma większą skuteczność spowalniania niż grafit, ponieważ zawiera duże zagęszczenie jąder wodoru. Jądra wodoru w wodorku cyrkonu są około 12 razy lżejsze niż jądra węgla w graficie. Zgodnie z równaniem 1.1 osiągnięcie energii termicznych przez neutron wymaga zwykle mniejszej liczby zderzeń z wodorkiem cyrkonu niż z grafitem. W niektórych wykonaniach zastosowanie wodorku cyrkonu zamiast grafitu w rdzeniu 106 reaktora może zwiększyć liczbę neutronów w zakresie energii termicznej i zakresie energii epitermicznej.

**[0042]** Zastosowanie wodorku cyrkonu jako moderatora może także zapewnić korzyść polegającą na zwiększeniu szybkości transmutacji U-238 w Pu-239. Ten wzrost może umożliwić systemowi reaktora jądrowego 101 działanie jako tak zwany reaktor przetwórczy przez wytwarzanie rozszczepialnego Pu-239 z taką samą lub zasadniczo taką samą szybkością, z jaką zużywane są rozszczepiane lub rozszczepialne aktynowce. Chociaż pomniejsze aktynowce – np. aktynowce inne niż uran lub pluton – są łatwiej rozszczepiane przez neutrony prędkie, mogą jednak ulegać rozszczepieniu w takich wykonaniach z użyciem widma neutronów, które występowałyby w rdzeniu 106 reaktora.

**[0043]** W nieruchomym rdzeniu 106 reaktora lub w ruchomych elementach moderujących lub w obu jako moderator można stosować inne typy moderatorów pojedynczo i w kombinacji. Można stosować na przykład wszelkie odpowiednie kombinacje dowolnych dwóch lub większej liczby spośród grafitu, wodorku cyrkonu, deuterku cyrkonu lub innych materiałów moderujących.

**[0044]** W niektórych wykonaniach materiał moderujący ma duże zagęszczenie lekkich jąder atomowych (np. wodoru, deuteru, litu itp., pojedynczo lub w dowolnej kombinacji dowolnych dwóch lub większej liczby spośród nich). Stężenie wodoru w wodorku cyrkonu wynosi 1,6 atomów wodoru na jeden atom cyrkonu. Jako materiał moderujący można stosować dodatkowe

lub inne materiały, lub ich kombinacje, o podobnym lub większym zagęszczeniu wodoru. Do innych materiałów moderujących mogą należeć dowolne z poniższych, pojedynczo lub w dowolnej kombinacji: wodorki innych metali, deuterki metali i materiały o małej masie atomowej w postaci stałej (np. stały lit). W niektórych wykonaniach deuterki cyrkonu może być skuteczniejszy niż wodorek cyrkonu, gdyż deuter ma znacznie mniejszy przekrój czynny na pochłanianie neutronów niż wodór. Konkretnie nasze symulacje komputerowe wykazały, że następujące materiały są skutecznymi moderatorami w naszej konstrukcji rdzenia reaktora: wodorek cyrkonu ( $\text{ZrH}_{1.6}$  i  $\text{ZrH}_2$ ), wodorek itru(II) ( $\text{YH}_2$ ), wodorek itru(III) ( $\text{YH}_3$ ) i wodorek litu ( $\text{LiH}$ ). Te materiały można by stosować pojedynczo lub w dowolnej kombinacji dwóch lub większej liczby spośród nich.

**[0045]** W niektórych wykonaniach poziom reaktywności w rdzeniu 106 reaktora można kontrolować za pomocą jednego lub większej liczby ruchomych elementów moderujących, na przykład prętów moderujących. Elementy moderujące mogą zmieniać widma neutronów termicznych i epitermicznych przez wprowadzanie do rdzenia 106 reaktora i wyprowadzanie z niego. W niektórych wykonaniach te materiały moderujące mogą mieć postać prętów, bloków, płyt lub innych konfiguracji, stosowanych pojedynczo lub w dowolnej kombinacji.

**[0046]** Pręty moderujące mogą być wykonane z wodoru cyrkonu, deuterki cyrkonu, grafitu, stosowanych pojedynczo, lub z dowolnego innego odpowiedniego materiału lub kombinacji materiałów. Pręty mogą mieć różne kształty, rozmiary i konfiguracje, i mogą wykorzystywać różne podejścia do ich wprowadzania do rdzenia reaktora i wyprowadzania z niego.

**[0047]** W kontekście kontroli reaktywności, w niektórych wykonaniach pręt moderujący może oznaczać element wykonany z materiału moderującego, który można wprowadzać do rdzenia reaktora i wyprowadzać z niego. W niektórych wykonaniach pręty moderujące mogą być ruchome względem zbiornika mieszczącego rdzeń 106 reaktora, tak że można je całkowicie lub częściowo wysuwać z rdzenia 106 reaktora. W niektórych przykładach system reaktora jądrowego 101 jest w stanie podkrytycznym, gdy pręty moderujące są całkowicie lub częściowo wysunięte z rdzenia 106 reaktora. Reaktywność jest zwiększana przez częściowe lub całkowite wsunięcie prętów moderujących do chwili osiągnięcia przez reaktor stanu krytycznego. Reaktor można wyłączyć przez wysunięcie prętów moderujących.

**[0048]** W niektórych wykonaniach zastosowanie wodoru cyrkonu (i ewentualnie innych wodorów i deuterów) jako materiału moderującego może umożliwić systemowi reaktora jądrowego 101 działanie całkowicie z użyciem zużytego paliwa jądrowego. W niektórych wykonaniach zastosowanie takich materiałów może umożliwić systemowi reaktora jądrowego 101 działanie częściowo z użyciem zużytego paliwa jądrowego. W niektórych wykonaniach wodorek cyrkonu można by zastosować na przykład do uzyskania wydajniejszego reaktora torowego z mieszaniną stopionych soli. W niektórych wykonaniach zastosowanie wodoru cyrkonu mogłoby uczynić reaktor torowy z mieszaniną stopionych soli bardziej wydajnym neutronowo, gdyż skuteczność spowalniania wodoru cyrkonu jest większa niż grafitu. Zastosowanie wodoru cyrkonu w reaktorze torowym – reaktorze, który transmutuje tor w rozszczepialny U-233 – mogłoby zmniejszyć wymaganą ilość paliwa, poprawić wykorzystanie paliwa, zmniejszyć wymagany rozmiar rdzenia reaktora lub osiągnąć kombinację tych efektów.

**[0049]** W niektórych wykonaniach pożądane jest otoczenie materiału moderującego materiałem bardziej odpornym na korozję chemiczną niż materiał moderujący, np. zastosowanie koszulki z albo grafitu, albo kompozytu węgliku krzemu (lub ich kombinacji) na pręcie moderującym z wodoru cyrkonu. Zastosowanie takiej koszulki zmniejsza prawdopodobieństwo rozkładu materiału moderującego wywołanego korozją. W różnych wykonaniach materiał koszulki może mieć mały przekrój czynny na pochłanianie neutronów, może być moderatorem neutronów lub może mieć kombinację tych i innych właściwości. W niektórych przykładach koszulka może być zapewniona na częściach rdzenia reaktora. W niektórych przykładach koszulka może być zapewniona na częściach prętów moderujących. W niektórych przykładach koszulka może być zapewniona na obu elementach.

**[0050]** W niektórych wykonaniach może zachodzić selektywne pęcznienie lub kurczenie się materiałów składających się na rdzeń 106 reaktora. Na przykład wodorek cyrkonu, grafit lub inne materiały moderujące w rdzeniu 106 reaktora będą poddawane wielkim strumieniom neutronów, co może prowadzić do objętościowego pęcznienia lub kurczenia się. W przypadkach, w których w rdzeniu 106 reaktora zastosowano tak grafit, jak i wodorek cyrkonu, oba te materiały mogą doświadczyć znacząco różnych wielkości objętościowego pęcznienia lub kurczenia się. W niektórych wykonaniach na granicach między grafitem a wodorkiem cyrkonu mogą być zapewnione szczeliny dla zapobieżenia pękaniu (lub zmniejszenia skłonności do pękania) koszulki grafitowej wskutek takiego pęcznienia lub kurczenia się i odsłaniania wodoru cyrkonu bezpośrednio na działanie mieszaniny paliwowo-solnej.

**[0051]** W niektórych wykonaniach rdzeń 106 reaktora może być zbudowany ze szczelinami na granicach między materiałami różnego typu, na przykład dla zabezpieczenia przed uszkodzeniem powodowanym przez selektywne pęcznienie lub kurczenie się. W niektórych wykonaniach szczeliny mogą być wypełnione gazem obojętnym, np. helem, dla zmniejszenia oddziaływań chemicznych między materiałami.

**[0052]** Alternatywnie lub dodatkowo do ruchomych elementów moderujących, w rdzeniu 106 reaktora można stosować w niektórych przypadkach ruchome pręty sterujące. Pręty sterujące mogą usuwać neutrony z systemu przez wychwytywanie padających na nie neutronów. Można stosować na przykład pręty sterujące używane w reaktorach na paliwo stałe lub inne typy prętów sterujących, lub ich kombinacje. Reaktywność można zwiększać przez wysuwanie prętów sterujących z rdzenia 106 reaktora. Reaktywność można zmniejszać przez wsuwanie prętów sterujących do rdzenia 106 reaktora.

**[0053]** W niektórych wykonaniach ten sam lub podobny efekt można osiągnąć w niektórych przypadkach z użyciem systemu sterowania reflektorem. W niektórych przykładach można zastosować zarówno system reflektorowy, jak i pręty sterujące. W niektórych przykładach systemów sterowania reflektorem między strefą wewnętrzną rdzenia 106 reaktora a reflektorem otaczającym strefę wewnętrzną mogą znajdować się ruchome arkusze albo materiału pochłaniającego, albo materiału moderującego (lub ich kombinacji). Tymi arkuszami można manipulować (np. podnosić je, opuszczać, obracać lub manipulować w inny sposób) dla zwiększenia lub zmniejszenia ilości neutronów odbijanych do strefy wewnętrznej rdzenia 106

reaktora. Reflektor 205 może się znajdować wewnątrz zbiornika reaktora 203, na zewnątrz zbiornika reaktora lub w obu miejscach.

**[0054]** W niektórych wykonaniach w kombinacji z opisanymi powyżej technikami lub zamiast nich można kontrolować reaktywność przez regulowanie szybkości dodawania dodatkowego paliwa do mieszaniny paliwowo-solnej w pętli głównej 102. W niektórych przypadkach można kontrolować reaktywność przez regulowanie szybkości usuwania odpadów z mieszaniny paliwowo-solnej w pętli głównej 102. W niektórych wykonaniach można stosować kombinację szybkości dodawania paliwa i szybkości usuwania odpadów. W miarę zużywania paliwa w rdzeniu reaktora reaktywność mieszaniny paliwowo-solnej maleje. Ostatecznie bez dodawania paliwa lub usuwania odpadów, lub obu tych czynności, mieszanina paliwowo-solna przestałaby być krytyczna i wytwarzanie ciepła zostałoby przerwane. Przez dodawanie paliwa i usuwanie odpadów z odpowiednimi szybkościami można utrzymać reaktywność na odpowiednim poziomie.

**[0055]** W niektórych wykonaniach stosunek zawartości materiału rozszczepialnego do paliworodnego może być zbyt mały, by pozostawać krytycznym z upływem czasu. W takich przypadkach w dodatku z opisanymi powyżej technikami lub zamiast nich można kontrolować reaktywność przez częściowe lub całkowite wsunięcie lub wysunięcie elementów z paliwem stałym. Wsunięcie elementu z paliwem stałym, mającego większe stężenie materiału rozszczepialnego niż mieszanina paliwowo-solna, może zwiększyć reaktywność w reaktorze. Z drugiej strony wysunięcie takiego elementu zmniejszyłoby reaktywność systemu reaktora. Takie elementy z paliwem stałym mogą mieć postać jednego z tlenkowych prętów paliwowych, takich jak stosowane w konwencjonalnych reaktorach, albo metalicznych prętów paliwowych, lub płyt paliwa metalicznego, lub kulek zawierających materiał rozszczepialny, lub kombinacji dowolnych dwóch lub większej liczby z nich. Paliwo rozszczepialne może zawierać dowolny lub kombinację dowolnych dwóch lub większej liczby spośród: wzbogaconego uranu (do 20% U-235) lub zubożonego uranu, lub naturalnego uranu, lub materiału aktynowcowego ze zużytego paliwa, lub materiału z uzbrojenia, lub toru i materiału rozszczepialnego, lub dowolną kombinację powyższych z dowolnym innym materiałem rozszczepialnym.

**[0056]** W niektórych przypadkach element z paliwem stałym może zawierać pastylki materiału rozszczepialnego otoczone materiałem koszulki. W różnych wykonaniach materiał koszulki może zawierać metal lub stop metalu podobny do stosowanego w konwencjonalnych reaktorach lub taki sam, albo metal lub stop metalu taki jak Hastelloy, odporny na korozję w stopionych solach, lub dowolny inny odpowiedni metal lub stop metalu, lub materiał moderujący taki jak grafit, lub wodorek cyrkonu, lub wodorek itru, lub dowolną kombinację dwóch lub większej liczby powyższych.

**[0057]** W niektórych przypadkach elementy z paliwem stałym mogą być całkowicie wsunięte przez cały czas działania i mogą być wymieniane, okresowo lub inaczej, tak jak w konwencjonalnych reaktorach. W takich wykonaniach elementy z paliwem stałym mogą zapewniać większą reaktywność niż sama mieszanina paliwowo-solna. Umożliwiłoby to reaktorowi działanie z mieszaniną paliwowo-solną mającą mniejsze stężenie ciężkich jąder,

działanie z mieszaniną paliwowo-solną mającą mniejszy stosunek zawartości materiału rozszczepialnego do paliworodnego, lub umożliwiłoby większe wypalenie – jest miara tego, ile materiału paliwowego uległo rozszczepieniu – paliwa w mieszaninie paliwowo-solnej, lub dowolną kombinację powyższych.

**[0058]** W niektórych przypadkach elementy z paliwem stałym, usunięte z reaktora z mieszaniną stopionych soli, mogą zawierać duże ilości długotrwałych ciężkich jąder, podobnych jak znajdujące się w zużytym paliwie z konwencjonalnych reaktorów. W niektórych wykonaniach te zużyte elementy paliwowe można by następnie mieszać ze stopioną solą do stosowania jako mieszanina paliwowo-solna w reaktorze z mieszaniną stopionych soli. W niektórych przypadkach te zużyte elementy paliwowe można by umieścić na tymczasowym składowisku lub wysłać do stałego zakładu usuwania odpadów promieniotwórczych.

**[0059]** Jeśli ważnym celem działania reaktorów z mieszaniną stopionych soli jest zmniejszenie rezerw zużytego paliwa, zastosowanie reaktorów z mieszaniną stopionych soli, zawierających elementy z paliwem stałym, może być wciąż korzystne, jeśli takie reaktory będą niszczyć większą ilość odpadów z aktynowcami niż wytwarzać. Jeśli głównym celem jest produkcja elektryczności, ilość wytwarzanych odpadów z aktynowcami może być mniej istotna.

**[0060]** Fig. 2 przedstawia schemat przekroju przykładowej konfiguracji rdzenia 200 reaktora, stosowanej w symulacjach numerycznych. Symulacje numeryczne zastosowano dla zbadania możliwości osiągnięcia stanu krytycznego w reaktorze z mieszaniną stopionych soli wykorzystującym jako paliwo wyłącznie zużyte paliwo jądrowe rozpuszczone w stopionym fluorku litu. Symulacje numeryczne używały systemu kodowania SCALE, opracowanego przez Oak Ridge National Laboratory. W wykonaniach pokazanych na fig. 2 rdzeń reaktora modelowano jako szereg dziesięciu koncentrycznych walców moderatora 204 (które czasem nazywamy pierścieniami) w różnych odstępach promieniowych, zbiornik na rdzeń 203 wykonany z Hastelloy i mieszaninę paliwowo-solną 202 w szczelinach między pierścieniami moderatora. (Fig. 2 przedstawia także reflektor 205.) Dla ułatwienia modelowania komputerowego w symulacjach numerycznych zastosowano koncentryczne pierścienie. W różnych kontekstach korzystne lub optymalne mogą być różne inne typy konfiguracji rdzenia reaktora.

**[0061]** Wysokość walców w symulacjach wynosiła 3 metry.

**[0062]** W symulacjach numerycznych zbiornik na rdzeń Hastelloy miał grubość 5 cm i średnicę wewnętrzną 1,5 metra. Każdy z koncentrycznych pierścieni z wodorku cyrkonu miał grubość 5 cm. Mieszanina paliwowo-solna  $\text{LiF}-(\text{ciężki nuklid})\text{F}_x$  znajdowała się w 9-cm szczelinach między pierścieniami z wodorku cyrkonu i między skrajnym zewnętrznym pierścieniem z moderatorem a ścianą zbiornika. Zbiornik był otoczony reflektorem neutronów 205. W tej symulacji reflektorem był wodorek cyrkonu ( $\text{ZrH}_{1,6}$ ). Można stosować dodatkowe lub inne reflektory (np. grafit lub deuterek cyrkonu), pojedynczo lub w kombinacjach.

**[0063]** Tabela 1. przedstawia dane materiałów stosowanych w symulacjach numerycznych.

Tabela 1.

<b>Mieszanina paliwowo-solna</b>	
LiF (% mol.)	78
(ciężki nuklid) $F_x$	
(% mol.)	22
Gęstość [g/cm <sup>3</sup> ]	3,89
Wzbogacenie w Li-7	99,99%
<b>Wodorek cyrkonu</b>	
Zr-90 (% mas.)	51,79
Zr-91 (% mas.)	11,29
Zr-92 (% mas.)	17,26
Zr-94 (% mas.)	17,49
H-1 (% mas.)	2,16
Gęstość [g/cm <sup>3</sup> ]	5,66
<b>Hastelloy</b>	
C (% mas.)	0,06
Co (% mas.)	0,25
Cr (% mas.)	7,00
Mo (% mas.)	16,50
W (% mas.)	0,20
Cu (% mas.)	0,10
Fe (% mas.)	3,00
Mn (% mas.)	0,40
Si (% mas.)	0,25
B (% mas.)	0,01
Ni (% mas.)	72,23
Gęstość (g/cm <sup>3</sup> )	8,86

[0064] (W poniższej dyskusji odniesienia do narzędzi symulacyjnych dotyczą elementów systemu Oak Ridge National Laboratory, „SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations” [SCALE – modułowy system kodowania do wykonywania standaryzowanych analiz komputerowych na potrzeby ocen licencyjnych] (2009).) Skład izotopowy zużytego paliwa jądrowego z przykładowego reaktora z wodą lekką obliczono za pomocą graficznego interfejsu użytkownika ORIGEN-ARP, który jest sekwencją analityczną SCALE, znajdującą stężenia materiału zależne od czasu z użyciem kodu zubożenia ORIGEN-S i zbiorów wstępnie obliczonych przekrojów czynnych dla popularnych konstrukcji reaktorów. W tym przypadku zespół Westinghouse 17x17 znormalizowany do 1 tony metrycznej uranu o początkowym wzbogaceniu 4,2% został zubożony do 50 GWd/MTHM (gigawatodni na tonę metryczną metalu ciężkiego) i stężenia izotopowe z pliku wynikowego ORIGEN zostały zastosowane do obliczenia procentów masowych (% mas.) poszczególnych izotopów aktynowców (produkty rozszczepienia

odrzucono) w zużytym paliwie. Tabela 2. przedstawia skład izotopowy zużytego paliwa jądrowego stosowanego do symulacji numerycznych.

Tabela 2.

<b>Izotop</b>	<b>% mas.</b>
U-234	1,84E-02
U-235	7,46E-01
U-236	6,05E-01
U-238	9,73E+01
Np-237	7,59E-02
Pu-236	1,00E-10
Pu-238	3,50E-02
Pu-239	6,33E-01
Pu-240	3,10E-01
Pu-241	1,41E-01
Pu-242	9,61E-02
Am-241	4,50E-02
Am-242	1,38E-04
Am-243	2,61E-02
Cm-242	1,41E-06
Cm-243	7,40E-05
Cm-244	8,80E-03
Cm-245	5,23E-04
Cm-246	6,76E-05
Cm-247	1,07E-06
Cm-248	7,74E-08
Bk-249	1,00E-10
Cf-249	1,08E-09
Cf-250	3,51E-10
Cf-251	1,85E-10
Cf-252	3,41E-11

[0065] Do zanalizowania modelu rdzenia przedstawionego na fig. 2 i opisanego powyżej zastosowano sekwencję TRITON-NEWT w SCALE. W tej sekwencji moduł sterujący TRITON jest stosowany to wywoływania kolejno modułów funkcyjnych BONAMI, WORKER, CENTRM, PMC i NEWT. BONAMI wykonuje obliczenia metodą Bondarenki na przekrojach czynnych z biblioteki głównej dla uwzględnienia energetycznych efektów samoekranowania; WORKER formatuje i przesyła dane między pozostałymi modułami; CENTRM wykorzystuje zarówno punktowe, jak i wielogrupowe dane jądrowe do obliczenia strumienia neutronów o energii ciągłej poprzez rozwiązanie równania transportu Boltzmanna z użyciem rzędnych dyskretnych; PMC pobiera strumień neutronów o energii ciągłej z CENTRM i oblicza przekroje czynne uśrednione grupowo; i NEWT wykonuje dwuwymiarowe obliczenie rzędnych dyskretnych dla wyznaczenia współczynnika mnożenia

dla systemu. Następnie stosowana jest poprawka na parametr krzywizny osiowej dla uwzględnienia osiowej ucieczki neutronów.

**[0066]** Fig. 3 przedstawia schemat siatki obliczeniowej 300 stosowanej w symulacjach numerycznych. Dla skrócenia czasu obliczeń modelowano tylko jedną czwartą (ćwiartkę) rdzenia reaktora. Z powodu symetrii rdzenia reaktora nie ma to wpływu na otrzymany współczynnik mnożenia. Jak pokazano na fig. 3, kolisty obszar ograniczony zewnętrzną krawędzią 303 zbiornika został podzielony na siatkę trzydzieści na trzydzieści 301; obszar reflektora 305, który wypełnia pozostałą część systemu o wymiarach 210 cm na 210 cm, został podzielony na siatkę dwadzieścia na dwadzieścia 307.

**[0067]** Refleksyjne warunki brzegowe zastosowano po dolnej i lewej stronie, a próżniowe warunki brzegowe zastosowano po górnej i prawej stronie. Do obliczenia parametru krzywizny osiowej przyjęto wysokość aktywnego rdzenia 300 cm bez odbicia po drugiej stronie. Zastosowana tu poprawka na parametr krzywizny osiowej zakłada próżniowe warunki brzegowe u góry i u dołu aktywnego obszaru rdzenia. W obliczeniach transportu NEWT z rzędnymi dyskretnymi zastosowano zbiór kwadraturowy ósmego rzędu.

**[0068]** Zgodnie z symulacjami numerycznymi obliczono współczynnik mnożenia (stosunek wytwarzania do strat neutronów) 1,043. Wartość ta wskazuje, że reaktywność jest więcej niż wystarczająca do osiągnięcia krytyczności z użyciem jako paliwa całego wektora aktynowców zużytego paliwa jądrowego, bez obróbki mającej na celu zwiększenie wektora aktynowców (np. bez usuwania części lub całości uranu).

**[0069]** Zastosowane tu symulacje numeryczne można modyfikować dla uwzględnienia obliczeń neutronowych o większej wierności, zoptymalizowanych lub ulepszonych konfiguracji materiałów, pełnego trójwymiarowego modelu uwzględniającego refleksyjność nad i pod rdzeniem reaktora, i innych modyfikacji. Takie modyfikacje mogłyby ewentualnie doprowadzić do symulacji numerycznych wskazujących znacznie większą nadmiarową reaktywność.

**[0070]** Jak wspomniano wcześniej, w niektórych wykonaniach, materiał moderujący (np. wodorek cyrkonu i inne wymienione) może być niezgodny z mieszaniną paliwowo-solną w rdzeniu reaktora. W niektórych wykonaniach można zastosować materiał koszulki między materiałem moderującym a mieszaniną paliwowo-solną. Grafit jest zgodny z niektórymi typami stopionych soli i jest ponadto moderatorem neutronów. Symulacje numeryczne z użyciem wodorku cyrkonu jako materiału moderującego zmodyfikowano i powtórzono z powierzchniami czołowymi po obu stronach każdego pierścienia z wodorku cyrkonu zastąpionymi grafitem. Symulacje numeryczne wykorzystywały 1-cm koszulkę grafitową po obu stronach każdego pierścienia z wodorku cyrkonu. Wobec tego każdy pierścień składał się z 1 cm grafitu, 3 cm wodorku cyrkonu i kolejnego 1 cm grafitu. Symulacja numeryczna pokazała, że ta modyfikacja nie zmniejsza poważnie reaktywności. Współczynnik mnożenia dla tego zmodyfikowanego systemu wynosił 1,01, co stanowi zmniejszenie o 0,03, spowodowane dodaniem koszulki grafitowej.



**[0071]** W niektórych przypadkach, gdy procesy korozji są powolne, co najmniej w porównaniu z pewnymi operacyjnymi aspektami systemu reaktora jądrowego 101, zapobieganie kontaktowi między mieszaniną paliwowo-solną a potencjalnie niezgodnym materiałem moderującym można osiągnąć z użyciem cienkiej koszulki (np. koszulki grafitowej o grubości kilku milimetrów). W niektórych wykonaniach można by stosować materiały takie jak kryształy węgliku krzemu lub kompozyty SiC-SiC, lub ich kombinacje.

**[0072]** W niektórych wykonaniach materiały koszulki mogłyby mieć jedną lub dowolną kombinację dwóch lub większej liczby następujących właściwości: odporność na korozję w stopionych solach halogenkowych, małe przekroje czynne na neutrony i zdolność zachowywania integralności mechanicznej i materiałowej w temperaturze i pod ciśnieniem panującymi w reaktorze działającym w stanie ustalonym. Może być pożądanym utrzymywanie jak najmniejszej grubości materiału koszulki, ponieważ cieńsza warstwa materiału koszulki pochłania mniej neutronów. Zależnie od zastosowanego materiału grubość koszulki będzie prawdopodobnie zawarta w zakresie od około jednego milimetra do jednego centymetra.

**[0073]** Dla zilustrowania różnic w widmie energii neutronów, spowodowanych zastosowaniem jako moderatora wodoru cyrkonu zamiast grafitu, powtórzono tę samą symulację numeryczną z użyciem pierścieni grafitowych zamiast pierścieni z wodoru cyrkonu. Fig. 4 przedstawia schemat 400 pokazujący wykresy symulowanych widm energii neutronów w dwóch różnych rdzeniach reaktora. Wykres oznaczony „Pierścienie ZrH<sub>1,6</sub>” 402 na schemacie 400 jest oparty na symulacjach numerycznych konfiguracji rdzenia reaktora pokazanej na fig. 2, która zawiera materiał moderujący-wodorek cyrkonu. Wykres oznaczony „Pierścienie grafitowe” 404 na schemacie 400 jest oparty na symulacjach numerycznych konfiguracji rdzenia reaktora pokazanej na fig. 2, która zawiera materiał moderujący-grafit zamiast materiału moderującego-wodoru cyrkonu pokazanego na fig. 2. Wykresy pokazane na schemacie 400 są widmami energii neutronów pełnego rdzenia dla obu symulacji numerycznych. Całkowity strumień neutronów znormalizowano do  $1 \times 10^{15}$  n/cm<sup>2</sup>-s w obu symulacjach numerycznych.

**[0074]** Porównanie wykresów pokazanych na schemacie 400 ilustruje przykładowo niektóre zalety stosowania wodoru cyrkonu jako moderatora. Jak pokazano na schemacie 400, symulacje numeryczne wskazują, że zastosowanie materiału moderującego-wodoru cyrkonu prowadziło do około dziesięciokrotnie większej liczby neutronów w zakresie termicznym niż w systemie moderowanym grafitem. Według symulacji numerycznych współczynnik mnożenia dla systemu moderowanego grafitem wynosił 0,358, co jest wartością znacznie poniżej krytyczności, podczas gdy współczynnik mnożenia dla systemu moderowanego wodorkiem cyrkonu wynosił 1,043, co jest wartością powyżej krytyczności.

**[0075]** Konstrukcja rdzenia reaktora zastosowana w symulacjach numerycznych ilustruje przykładowo niektóre aspekty sprawnościowe wodoru cyrkonu jako materiału moderującego. Te aspekty sprawnościowe albo dodatkowe lub odmienne parametry robocze można osiągnąć przez zastosowanie innych konstrukcji rdzenia reaktora. W różnych wykonaniach istnieją prawie nieograniczone sposoby rozmieszczenia materiałów (np. moderatora wodorowego lub deuterkowego, mieszaniny paliwowo-solnej i zbiornika Hastelloy).

[0076] Jednym parametrem konstrukcyjnym dla osiągnięcia krytycznego reaktora jest stosunek paliwa do moderatora, wyrażony jako stosunek objętości paliwa do objętości moderatora, która jest niezależna od geometrycznego rozmieszczenia materiałów. Można by ewentualnie zidentyfikować optymalny, ulepszony lub korzystny w inny sposób stosunek paliwa do moderatora i taka wartość może stanowić wytyczną dla całkowitej konstrukcji rdzenia.

[0077] Wzór sześcioczynnikowy (równanie 1.3) opisuje czynniki stosowane do wyznaczania reaktywności (a tym samym krytyczności) systemu reaktora jądrowego.

$$k = \eta f p \epsilon P_{FNL} P_{TNL} \quad [1.3]$$

[0078] W równaniu 1.3  $k$  oznacza „neutronowy współczynnik mnożenia” i może być także definiowane jako liczba neutronów w jednym pokoleniu podzielona przez liczbę neutronów w poprzednim pokoleniu.  $\eta$  oznacza „współczynnik reprodukcji” i jest definiowane jako liczba neutronów wytwarzana przez rozszczepienie na jedno wydarzenie pochłaniania w paliwie.  $f$  oznacza „współczynnik wykorzystania neutronów termicznych” i jest definiowane jako prawdopodobieństwo tego, że – dla danego wydarzenia pochłaniania neutronów – w materiale aktywnym znajdzie pochłanianie neutronów.  $p$  oznacza „prawdopodobieństwo uniknięcia wychwytu rezonansowego” i jest definiowane jako ułamek neutronów rozszczepieniowych, który wykonuje przejście energetyczne od prędkich do termicznych bez pochłonięcia.  $\epsilon$  oznacza „współczynnik mnożenia neutronów prędkich” i jest definiowane jako stosunek całkowitej liczby neutronów rozszczepieniowych do liczby neutronów rozszczepieniowych wytwarzanych przez rozszczepienia neutronami termicznymi.  $P_{FNL}$  oznacza „prawdopodobieństwo uniknięcia ucieczki neutronu prędkiego” i jest definiowane jako prawdopodobieństwo tego, że neutron prędkie nie ucieknie z systemu.  $P_{TNL}$  oznacza „prawdopodobieństwo uniknięcia ucieczki neutronu termicznego” i jest definiowane jako prawdopodobieństwo tego, że neutron termiczny nie ucieknie z systemu. Zazwyczaj systemy o dużym stosunku pola powierzchni do objętości mają większe  $P_{FNL}$  i  $P_{TNL}$ .

[0079] Jeśli  $k$  jest mniejsze od 1, system jest określany jako podkrytyczny. System podkrytyczny nie może podtrzymywać reakcji jądrowej. Jeśli  $k$  jest równe 1, system jest określany jako krytyczny. System krytyczny jest w stanie ustalonym i liczba neutronów wytwarzanych równa się dokładnie liczbie neutronów traconych. Jeśli  $k$  jest większe od 1, system jest określany jako nadkrytyczny. W systemie nadkrytycznym liczba neutronów wytwarzana przez wydarzenia rozszczepienia wzrasta wykładniczo.

[0080] Reaktywność  $\rho$  reaktora jądrowego jest definiowana jako rozbieżność reaktora od stanu krytycznego i jest dana równaniem 1.4.

$$\rho = (k - 1) / k \quad [1.4]$$

[0081] Fig. 1, 2, 5, 6, 7, 8 i 9 przedstawiają możliwe konfiguracje i cechy rdzenia reaktora dla różnych wykonania. Można stosować wiele różnych tych i innych konfiguracji i cech rdzenia reaktora, i ich kombinacji.

[0082] Fig. 5 przedstawia przekrój przykładowej konfiguracji pryzmatycznej 500 rdzenia reaktora. W niektórych wykonaniach konfiguracji pryzmatycznej mieszanina paliwowo-solna

przepływa (prostopadle do płaszczyzny kartki) przez kanały rurowe 502 w blokach sześciokątnych, blokach kwadratowych, blokach trójkątnych lub blokach o innym kształcie 504 (lub w kombinacji dowolnych dwóch spośród nich) materiału moderującego.

**[0083]** Przykład konfiguracji pryzmatycznej 500 rdzenia ze skokiem kanału 505 – odległością między środkiem jednego kanału a środkiem sąsiedniego kanału – 1,26 cm, promieniem kanału 0,500 cm 507 i długością 300 cm wymodelowano za pomocą SCALE. Współczynnik mnożenia  $k$  dla tego systemu wynosił 1,0489.

**[0084]** W przypadku rdzenia reaktora, w którym średnica wynosi 300 centymetrów i wysokość wynosi 300 centymetrów, objętość wynosi około 21,2 metrów sześciennych. W tym wykonaniu w rdzeniu reaktora znajduje się około 30 000 tych sześciokątnych kanałów. W niektórych użytecznych wykonaniach otwarta objętość rdzenia reaktora (tj. objętość niezajęta przez jakąś kombinację moderatorów, koszulki, prętów moderujących lub prętów sterujących) jest całkowicie wypełniona mieszaniną paliwowo-solną. Objętość i stosunek pola powierzchni do objętości wpływa na wyrażenia  $P_{FNL}$  i  $P_{TNL}$  wzoru sześcioczynnikowego, jak opisano w poprzedniej sekcji, co z kolei wpływa na krytyczność. Zazwyczaj zmiana geometrii rdzenia powoduje zmianę wyrażeń we wzorze sześcioczynnikowym.

**[0085]** W przykładzie zilustrowanym na fig. 5 każdy z bloków sześciokątnych 504 zawiera jeden kanał rurowy 502. W niektórych wykonaniach każdy blok sześciokątny 504 może zawierać więcej niż jeden kanał rurowy 502. W niektórych wykonaniach duże bloki materiału moderującego mogą zawierać wiele kanałów rurowych 502. W niektórych wykonaniach można stosować kombinacje dwóch lub więcej takich typów bloków sześciokątnych.

**[0086]** Przykładowa konfiguracja rdzenia reaktora (fig. 2), zastosowana w opisanych powyżej symulacjach numerycznych, wykorzystuje konfigurację rozgałęźną. W wykonaniach mających konfigurację rozgałęźną mieszanina paliwowo-solna przepływa przez rdzeń reaktora od jednego końca 111 (fig. 1) do drugiego końca 115 (fig. 1) w obszarach (szczelinach) 202 między płytami 204 materiału moderującego. Płyty 204 mogą mieć sekcje materiału moderującego w dowolnym odpowiednim kształcie. Konfiguracja rozgałęźna może zawierać płyty zakrzywione (na przykład jak pokazano na fig. 2) lub płyty płaskie, lub kombinację tych i dowolnych spośród wielu różnych innych typów geometrii płyt.

**[0087]** W niektórych wykonaniach płyty mogą być zgrupowane ze sobą w zespoły moderujące. W niektórych wykonaniach w jednym rdzeniu reaktora może być zagregowanych wiele zespołów. W niektórych aspektach takie zespoły moderujące mogą być podobne do zespołów paliwowych stosowanych w reaktorach na paliwo stałe.

**[0088]** Fig. 6 przedstawia przekrój przykładowej konfiguracji usypanej 600 dla nieruchomych (ale nie stałych) elementów moderujących rdzenia reaktora. W niektórych wykonaniach takich konfiguracji usypanej mieszanina paliwowo-solna przepływa przez szczeliny 603 wokół kulek 602 materiału moderującego, przemieszczając się przez rdzeń reaktora od jednego końca do drugiego. Kulki 602 mogą być sferyczne (jak pokazano na fig. 6) lub mogą mieć dowolną inną odpowiednią geometrię (na przykład nieregularną), lub kombinację geometrii sferycznej i niesferycznej. Jeden przykład konfiguracji usypanej 600 rdzenia został wymodelowany za

pomocą SCALE. W tej symulacji kulki sferyczne (upakowane tak, że ich środki tworzą sieć regularną prostokątną z odstępami między środkami równymi średnicy sfer, inaczej niż na fig. 6; jest to znane jako „rozstaw kwadratowy”) o promieniu 4 cm dały współczynnik mnożenia 1,0327.

**[0089]** Fig. 7 przedstawia przekrój przykładowej konfiguracji prętowej 700 dla nieruchomych elementów moderujących rdzenia reaktora. W wykonaniach konfiguracji prętowej 700 mieszanina paliwowo-solna przepływa przez szczeliny 703 wokół prętów 702 materiału moderującego. Pręty 702 mogą być prostymi walcami lub mogą mieć inny kształt. W jednym rdzeniu reaktora można także zastosować zestawy prętów mających różne kształty. Na przykład pręty 702 mogą być dowolnymi spośród prętów wydrążonych lub prętów żebrowanych, lub prętów śrubowych, lub skręcanych prętów śrubowych, lub wydrążonych prętów śrubowych, lub wydrążonych skręcanych prętów śrubowych, lub ciasno upakowanych prętów z elementami dystansującymi w postaci owijanego drutu, lub ciasno upakowanych prętów wydrążonych z elementami dystansującymi w postaci owijanego drutu, lub prętów innego typu; lub mogą być dowolną kombinacją dwóch lub większej liczby takich kształtów. Jeden przykład konfiguracji prętowej 700 rdzenia, w której promień pręta wynosił 0,5075 cm, a skok pręta – odległość między środkiem jednego pręta a środkiem sąsiedniego pręta – wynosił 1,26 cm, został wymodelowany za pomocą SCALE. Współczynnik mnożenia dla tego systemu wyniósł 1,0223.

**[0090]** W niektórych wykonaniach każdy pręt może mieć pusty kanał wewnętrzny. Te pręty nazywają się prętami wydrążonymi. Mieszanina paliwowo-solna lub ewentualnie ciecz chłodząca do regulowania temperatury moderatora może przepływać przez pusty kanał wewnętrzny prętów. Jeden przykład konfiguracji prętów wydrążonych rdzenia, z mieszaniną paliwowo-solną przepływającą przez kanał w każdym pręcie moderującym, jak również przez przestrzeń na zewnątrz prętów, został wymodelowany za pomocą SCALE. Promień wewnętrzny każdego pręta wynosił 0,05 cm, promień zewnętrzny każdego pręta wynosił 0,53 cm, a skok prętów wynosił 1,26 cm. Współczynnik mnożenia dla tego systemu wyniósł 1,0235. W wymodelowanym przypadku mieszanina paliwowo-solna przepływa zarówno wewnątrz, jak i na zewnątrz pręta wydrążonego. W przykładach, w których sól paliwowa przepływa na zewnątrz, a inne nieradioaktywne chłodziwo wewnątrz każdego pręta, celem nieradioaktywnego chłodziwa byłoby zapobieganie przegrzewaniu się pręta wydrążonego. Takie podejście można by zastosować, gdyby pręt wydrążony był wykonany z materiału, który nie może stawać się bardziej gorący niż określona temperatura maksymalna.

**[0091]** W danym rdzeniu reaktora możliwe byłoby także zastosowanie dowolnej kombinacji dwóch lub większej liczby spośród elementów płytowych, elementów kulkowych i elementów prętowych, a nawet innych rodzajów elementów i ich kombinacji. Do zasad rządzących konfiguracją geometryczną i doбором elementów należałoby to, że rdzeń reaktora ma mieć mały stosunek pola powierzchni do objętości, dla utrzymania jak najwyższych wartości wyrażeń  $P_{TNL}$  i  $P_{FNL}$  we wzorze sześcioczynnikowym.

**[0092]** Fig. 8 przedstawia przekrój boczny przykładowego rdzenia reaktora 800, który ma szczelinę opadową 802. Szczelina opadowa 802 w tym przykładzie tworzy kanał cylindryczny,

czyli rękaw wokół rdzenia reaktora i umożliwia mieszanie paliwowo-solnej wpływanie i przepływanie przez rdzeń reaktora. Fig. 8 przedstawia ogólny kierunek przepływu przez rdzeń reaktora 800. Mieszanina paliwowo-solna wchodzi do rdzenia reaktora przez obszar wlotowy 804 i przepływa przez cylindryczny opływ 806 szczeliny opadowej 802 do komory dolnej 808. Z komory dolnej 808 mieszanina paliwowo-solna przepływa przez obszar napędzający 810 do obszaru górnego 814. Z obszaru górnego 814 mieszanina paliwowo-solna wypływa z rdzenia reaktora przez obszar wylotowy 816.

**[0093]** W niektórych wykonaniach obszar napędzający może być określony jako część rdzenia reaktora, która nie jest szczeliną opadową. W niektórych konfiguracjach zamiast stosowania szczeliny opadowej, mieszanina paliwowo-solna wpływa bezpośrednio do rdzenia reaktora u dołu rdzenia reaktora i wypływa u góry rdzenia reaktora. W niektórych konfiguracjach zamiast stosowania szczeliny opadowej, mieszanina paliwowo-solna wpływa bezpośrednio do rdzenia reaktora z boku rdzenia reaktora i wypływa z drugiego boku rdzenia reaktora.

**[0094]** W niektórych wykonaniach obszar napędzający 810 zawiera nieruchome elementy moderujące 812, które zawierają materiał moderujący. Szczelina opadowa 802 może odsłaniać mieszaninę paliwowo-solną na neutrony, które w przeciwnym razie mogłyby uciec z rdzenia. Wobec tego zastosowanie szczeliny opadowej 802 może zmniejszyć ucieczkę, a przez to zwiększyć szybkość transmutacji paliworodnych jąder w jądra rozszczepialne. Szczelina opadowa 802 może zawierać materiał moderujący. Szczelinę opadową 802 można stosować wraz z dowolną przykładową konfiguracją rdzenia, którą opisaliśmy, i innymi.

**[0095]** Fig. 8. przedstawia szczelinę opadową 802 otaczającą obszar napędzający 810. W niektórych wykonaniach rdzeń reaktora może zawierać szczelinę opadową o innej konfiguracji. Na przykład rdzeń reaktora może zawierać szczelinę opadową pośrodku rdzenia reaktora. W takich przykładach napływająca mieszanina paliwowo-solna może przepływać przez szczelinę opadową pośrodku rdzenia reaktora, a następnie przez obszar aktywny, w którym wytwarzana jest większość ciepła. Możliwe byłoby wiele różnych innych konfiguracji szczeliny opadowej dla wychwytywania neutronów, które mogą uciekać z rdzenia (by zwiększyć wartości wyrażeń  $P_{TNL}$  i  $P_{FNL}$  wzoru sześcioczynnikowego). Na przykład im szersza szczelina opadowa tym mniej neutronów jest traconych, ale tym więcej soli musi znajdować się w reaktorze.

**[0096]** Fig. 9 przedstawia schemat przykładowego rdzenia 900 reaktora, który zawiera obszar płaszcza 902. Obszar płaszcza 902 można stosować wraz z dowolną konfiguracją rdzenia reaktora, którą opisaliśmy, i innymi. W niektórych wykonaniach obszar płaszcza 902 jest ogólnie cylindryczny i otacza obszar wewnętrzny 904 rdzenia reaktora. W niektórych wykonaniach obszar płaszcza 902 i obszar wewnętrzny 904 mają różny stosunek paliwa do moderatora. Stosunek paliwa do moderatora w poszczególnych obszarach można dostroić na przykład dla zwiększenia transmutacji materiału paliworodnego w rozszczepialny. W niektórych wykonaniach może istnieć wiele stref o różnych wartościach stosunku paliwa do moderatora. Jednym takim przykładem jest rdzeń ze względnie małym spowalnianiem w strefie środkowej, strefą pośrednią o nieco większym spowalnianiu i strefą zewnętrzną o największym

spowalnianiu. Umożliwiłoby to utrzymanie prędkiego widma neutronów w obszarze środkowym i większe termalizowanie w kierunku promieniowym.

[0097] W przykładzie pokazanym na fig. 9 stosunek paliwa do moderatora jest większy w obszarze płaszcza 902 niż w obszarze wewnętrznym 904. W obszarze wewnętrznym 904 mieszanina paliwowo-solna przepływa przez kanały 906 w blokach 908 materiału moderującego. W obszarze płaszcza 902 mieszanina paliwowo-solna przepływa przez kanały 910 innej wielkości (w tym przypadku większe) w blokach 912 materiału moderującego. W niektórych wykonaniach obszar wewnętrzny może mieć większy stosunek paliwa do moderatora niż obszar płaszcza.

[0098] Możliwych jest wiele różnych konfiguracji, rozmiarów i kształtów płyt, zespołów płyt i skupisk zespołów płyt (które można ogólnie nazywać geometriami płyt moderatora). Jako jeden prosty przykład można wymienić skrócone płyty lub grupy płyt na przykład dla poprawy charakterystyki cieplno-hydraulicznej rdzenia reaktora, lub do innych celów. Związki między krytycznością (i innymi kryteriami jakości rdzenia reaktora) a różnymi parametrami związanymi z geometrią płyt moderatora (i temperaturą, itp.) są skomplikowane i zwykle nie da się ich wyrazić jednoznacznie wzorami. Można stosować symulacje komputerowe do identyfikowania wykonalnych i korzystnych geometrii płyt moderatora.

[0099] Sole fluorkowe mają dużą objętościową pojemność cieplną w porównaniu z niektórymi innymi chłodziwami reaktorów, jak pokazano poniżej w tabeli 3.

Tabela 3. Porównanie możliwości wymiany ciepła chłodziw transportujących 1000 MWt wraz ze wzrostem temperatury chłodziwa o 100°C

	Woda	Sód	Hel	Ciekła sól
Ciśnienie, MPa	15,5	0,69	7,07	0,69
Temperatura na wylocie, °C	320	545	1000	1000
Prędkość, m/s (f/s)	6 (20)	6 (20)	75 (250)	6 (20)
Liczba rur o średnicy 1 m, wymaganych do transportu 1000 MWt	0,6	2,0	12,3	0,5

(Źródło: C. W. Forsberg, „Thermal- and Fast-Spectrum Molten Salt Reactors for Actinide burning and Fuel Production” [Reaktory z mieszaniną stopionych soli z widmem termicznym i prędkim do spalania aktynowców i produkcji paliwa], GenIV Whitepaper, United States Department of Energy, (2007)).

[0100] Z powodu tej dużej pojemności cieplnej elementy pętli głównej 102 (np. orurowanie, zawory i wymiennik ciepła, nie mówiąc o rdzeniu reaktora) mogą mieć mniejsze średnice wewnętrzne niż elementy stosowane w systemach z innymi chłodziwami, ponieważ ilość ciepła, którą mieszanina paliwowo-solna może przenosić z rdzenia reaktora do wymiennika ciepła jest duża w przeliczeniu na jednostkę objętości.

[0101] System reaktora jądrowego 101 może zapewniać korzyści pod względem bezpieczeństwa. Fizyka konstrukcji takich jak opisane we wcześniejszych sekcjach nadaje im wiele zabezpieczeń, które zmniejszają prawdopodobieństwo zajścia niektórych wypadków. Na przykład reaktywność w rdzeniu 106 reaktora mogłaby zostać zwiększona przez przypadkowe

wyprowadzenie pręta moderatora lub pręta sterującego. Jeśli takie zwiększenie reaktywności (niezależnie od jego przyczyny) zajdzie w systemie nadkrytycznym, temperatura w rdzeniu reaktora i pętli głównej gwałtownie wzrośnie. Rdzeń 106 reaktora może otrzymać jedną lub większą liczbę funkcji dla skompensowania niepożądanych wzrostów reaktywności.

**[0102]** Na przykład, mieszanina paliwowo-solna ma dodatni współczynnik rozszerzalności cieplnej. Przez to gdy temperatura mieszaniny paliwowo-solnej wzrasta, sól rozszerza się i gęstość paliwa maleje, co samoczynnie prowadzi do spadku reaktywności. To rozszerzanie może także wypchnąć część mieszaniny paliwowo-solnej z rdzenia 106 reaktora, a zmniejszona ilość paliwa w rdzeniu może zmniejszyć reaktywność.

**[0103]** W przypadkach, kiedy rdzeń 106 reaktora działa z dużym ułamkiem U-238 w paliwie, również efekt poszerzenia dopplerowskiego może spowodować spadek reaktywności. Efekt ten może wystąpić, gdy wielki rezonans termiczny U-238 rozszerza się ze wzrostem temperatury. Szybkości pochłaniania neutronów wzrastają przy szerokim rezonansie U-238 i stężenia neutronów poniżej rezonansu maleją, co prowadzi do zmniejszenia szybkości reakcji rozszczepienia termicznego i całkowitego, i zmniejsza reaktywność. W dodatku do lub zamiast tych pasywnych środków bezpieczeństwa można wsuwać pręty sterujące lub pręty awaryjne i wysuwać pręty moderujące, lub można kontrolować ich kombinację, dla przzerwania reakcji łańcuchowej na przykład w ciągu kilku sekund.

**[0104]** System reaktora jądrowego 101 może także zapewniać dodatkowe korzyści pod względem bezpieczeństwa. Niektóre reaktory jądrowe opierają się na działaniu operatora, zewnętrznym zasilaniu elektrycznym lub aktywnych systemach zabezpieczeń, jeśli chodzi o zapobieganie uszkodzeniom w razie wypadków. Na przykład niektóre systemy reaktora jądrowego w sposób ciągły pompują chłodziwo przez rdzeń reaktora, by zapobiec jego stopieniu. W takich konwencjonalnych systemach reaktora jądrowego pompy działają dzięki zasilaniu zewnętrznemu, które jest oddzielne od samego reaktora. W takich systemach reaktora jądrowego stosowane są rezerwowe systemy zasilania (np. wielkie generatory spalinowe i baterie), by zapewnić stały dopływ elektryczności do pomp. Jest jednak możliwe, że wszystkie systemy rezerwowe w takich konwencjonalnych reaktorach jądrowych ulegną awarii równocześnie (np. z powodu wspólnej przyczyny).

**[0105]** Chociaż w niektórych wykonaniach system reaktora jądrowego 101 może zawierać jedno lub kombinację dwóch lub większej liczby takich aktywnych zabezpieczeń, system reaktora jądrowego 101 może także lub zamiast tego zapewniać bezpieczeństwo bez polegania na takich funkcjach. Na przykład system reaktora jądrowego 101 może zapewniać pasywne zabezpieczenia bez polegania na aktywnych zabezpieczeniach. Bezpieczne wyłączenie pasywnie zabezpieczonych reaktorów jądrowych, na przykład w przypadku awarii lub w innych warunkach, nie wymaga działania operatora ani zasilania elektrycznego. Mieszanina paliwowo-solna w systemie reaktora jądrowego 101 nie wymaga dodatkowego chłodziwa. Jeśli system reaktora jądrowego 101 utraci zewnętrzne zasilanie, mieszanina paliwowo-solna wypłynie z rdzenia reaktora przez zawory zakrzepowe 118 do podsystemu pomocniczej obudowy bezpieczeństwa 120.

**[0106]** W niektórych wykonaniach, system reaktora jądrowego 101 może zapewniać korzyści pod względem ochrony środowiska. Zużyte paliwo jądrowe z niektórych reaktorów zawiera dwie szerokie klasy materiałów: aktynowce i produkty rozszczepienia. Wiele produktów rozszczepienia w odpadach wytwarzanych przez niektóre reaktory ma krótkie okresy półtrwania i wykazuje znaczną radioaktywność tylko przez kilkaset lat. Wiele aktynowców w odpadach wytwarzanych przez niektóre może wykazywać znaczą radioaktywność przez nawet 100 000 lat.

**[0107]** System reaktora jądrowego 101 może wykorzystywać jako paliwo aktynowce w zużytym paliwie jądrowym z innych reaktorów. Dzięki wywołaniu rozszczepienia aktynowców w zużytym paliwie jądrowym z innych reaktorów większość odpadów wytwarzanych przez system reaktora jądrowego 101 składa się z produktów rozszczepienia. Im dłużej zużyte paliwo jądrowe jest utrzymywane w pętli głównej reaktora jądrowego, tym większy jest procent aktynowców, które mogą zostać przekształcone w produkty rozszczepienia. Wobec tego system reaktora jądrowego 101 może zmniejszać poziom materiałów radioaktywnych mających dłuższe okresy półtrwania, istniejących w przeciwnym razie w zużytym paliwie jądrowym, a przez to zmniejszać radioaktywną trwałość odpadów wytwarzanych przez inne systemy reaktora jądrowego (np. do setek lat), zmniejszając tym samym potrzebę istnienia stałych składowisk odpadów jądrowych (np. Yucca Mountain). Produkty rozszczepienia, które mają krótsze okresy półtrwania, mogą być bezpiecznie składowane naziemnie do spadku radioaktywności do poziomu nieznaczącego.

**[0108]** W niektórych wykonaniach system reaktora jądrowego 101 może zapewniać korzyści pod względem wytwarzania energii elektrycznej. W niektórych wykonaniach system elektrowni z reaktorem jądrowym 100 może przetwarzać odpady jądrowe wysokiego poziomu, wytwarzane przez konwencjonalne reaktory jądrowe, w znaczną ilość energii elektrycznej. Na przykład o ile niektóre systemy reaktora jądrowego wykorzystują tylko około 3% energii rozszczepienia ujętej w danej ilości uranu, system reaktora jądrowego 101 może w niektórych przypadkach wykorzystywać więcej pozostałej energii. Im dłużej zużyte paliwo jądrowe jest utrzymywane w reaktorze jądrowym, tym większy procent pozostałej energii może zostać wykorzystany. Jako poglądowy przykład – znaczące wdrożenie systemu reaktora jądrowego 101 mogłoby wykorzystywać istniejące zasoby odpadów jądrowych do zaspokajania światowego zapotrzebowania na elektryczność przez kilka dekad.

**[0109]** Jak pokazano na fig. 1, element 114 pętli głównej 102, usuwający produkt rozszczepienia, może dotyczyć różnych systemów, elementów i technik. Produkty rozszczepienia są wytwarzane w sposób ciągły w systemie reaktora jądrowego 101, w wyniku rozszczepiania aktynowców. Takie produkty rozszczepienia mogą działać jako trucizny neutronowe w rdzeniu 106 reaktora. Takie produkty rozszczepienia można usuwać z mieszaniny paliwowo-solnej za pomocą procesu ściągania halogenków. Ściąganie halogenków jest od dziesięcioleci stosowane na skalę przemysłową jako proces okresowy. W niektórych przypadkach proces ściągania halogenków może zapewnić pozostawienie reaktora w stanie krytycznym.



**[0110]** W niektórych wykonaniach element 114 usuwający produkt rozszczepienia ma otwór przelotowy 123 w orurowaniu pętli głównej, umożliwiający usuwanie partii 119 stopionej mieszaniny paliwowo-solnej. W niektórych wykonaniach ta mieszanina paliwowo-solna jest następnie przetwarzana za pomocą ściągania halogenków 131. W niektórych przypadkach następnie do pętli głównej dodawana jest świeża mieszanina paliwowo-solna 121, na przykład przez ten sam otwór przelotowy, by uzupełnić usuniętą objętość soli. W niektórych wykonaniach proces ściągania halogenków może być zautomatyzowany, na przykład przez wykonanie go jako urządzenie wbudowane w system reaktora jądrowego 101. W takich wykonaniach stopiona mieszanina paliwowo-solna, przepływając przez orurowanie pętli głównej, przechodzi przez element usuwający produkt rozszczepienia 114, w którym zachodzi proces ściągania halogenków. Możliwe są także inne układy służące usuwaniu odpadu i doładowaniu pętli głównej.

**[0111]** W niektórych wykonaniach jeden lub większa liczba zaworów zakrzepowych może kontrolować przepływ cieczy między pętlą główną 102 a podsystemem pomocniczej obudowy bezpieczeństwa 120. W niektórych przykładach te zawory zakrzepowe są wykonane z halogenku, który jest aktywnie i w sposób ciągły chłodzony, tak by sól miała postać stałą, dzięki czemu zawory pozostają zamknięte w trakcie normalnego działania. W razie wypadku, który powoduje utratę zasilania zewnętrznego lub rezerwowego, zawory zakrzepowe przestają być aktywnie chłodzone. Gdy halogenek składający się na zawór zakrzepowy nie jest już aktywnie chłodzony, sól topi się i zawór się otwiera, umożliwiając wypłynięcie mieszaniny paliwowo-solnej z pętli głównej 102 do chłodzonego biernie zbiornika zasobnikowego 117 podsystemu pomocniczej obudowy bezpieczeństwa 120.

**[0112]** W niektórych wykonaniach zawory zakrzepowe 118 i chłodzony biernie zbiornik zasobnikowy 117 mogą wykorzystywać różne elementy, materiały i techniki do zapewnienia pomocniczego składowania mieszaniny paliwowo-solnej z pętli głównej 102. W niektórych wykonaniach sam podsystem pomocniczej obudowy bezpieczeństwa 120 zawiera zbiornik bezpieczeństwa 117, która może bezpiecznie magazynować mieszaninę paliwowo-solną z pętli głównej 102. Geometria zbiornika bezpieczeństwa 117 jest taka, że mieszanina paliwowo-solna zawarta w obudowie bezpieczeństwa nie może osiągnąć krytyczności. Zbiornik bezpieczeństwa 117 może być na przykład skonstruowany tak, że wpływająca do niego mieszanina paliwowo-solna uzyskuje duży stosunek pola powierzchni do objętości. Mieszanina paliwowo-solna w konfiguracji niekrytycznej może pozostawać chłodna z uwagi na np. naturalną konwekcję i przewodzenie, nie wymagając dodatkowego aktywnego chłodzenia.

**[0113]** W przypadku pętli głównej 102 można stosować dowolne odpowiednie orurowanie. Orurowanie pętli głównej 102 przenosi stopioną mieszaninę paliwowo-solną. W pętli głównej 102 w rdzeniu 106 reaktora wytwarzane jest ciepło, gdy aktynowce ulegają rozszczepieniu wskutek bombardowania neutronami. Fotony, neutrony i mniejsze jądra wytworzone w reakcji jądrowej, mogą magazynować energię w mieszaninie paliwowo-solnej 103, ogrzewając ją. Mieszanina paliwowo-solna wynosi ciepło z rdzenia 106 reaktora. Na przykład pompy 108a

przemieszczają mieszaninę paliwowo-solną przez orurowanie pętli głównej 102, przez rdzeń 106 reaktora, do wymiennika ciepła 112.

**[0114]** W niektórych wykonaniach orurowanie pętli głównej 102 może być odporne zarówno na uszkodzenia od korozji powodowanej przez stopione sole halogenkowe, jak i uszkodzenia od promieniowania z reakcji jądrowych. W niektórych przypadkach korozję można zmniejszyć lub zminimalizować w stopach mających dużą zawartość niklu, takich jak Hastelloy-N lub Hastelloy-X. Te stopy mogą działać w temperaturze do 704°C. W przypadku systemów wykorzystujących wyższe temperatury w orurowaniu, zaworach i wymiennikach ciepła pętli głównej można stosować kompozyty SiC-SiC lub kompozyty węglowo-węglowe lub ich kombinację. W niektórych wykonaniach możliwe jest utrzymywanie mieszaniny paliwowo-solnej zawartej w pętli głównej 102 pod ciśnieniem w przybliżeniu atmosferycznym. Utrzymywanie systemu pod ciśnieniem w przybliżeniu atmosferycznym zmniejsza naprężenie mechaniczne, któremu system jest poddawany.

**[0115]** W niektórych wykonaniach wymiennik ciepła 112 może zawierać różne struktury, elementy lub podsystemy do przekazywania energii cieplnej między pętlą główną 102 a pętlą wtórną 104. W niektórych wykonaniach wymiennik ciepła 112 przekazuje energię cieplną z pętli głównej 102 do pętli wtórnej 104 i pętla wtórna 104 cyrkuluje gazowy hel przez zwykły system turbiny gazowej w obiegu Braytona. Niektóre typy wymienników ciepła (np. opracowane przez przemysł lotniczy) zawierają strefy gazu buforowego 83 służące lepszemu rozdzielaniu gazów, które mogą dyfundować przez wymiennik ciepła. Taką strefę gazu buforowego można stosować w systemie reaktora jądrowego 101 dla zmniejszenia migracji trytu z pętli głównej 102 do pętli wtórnej 104.

**[0116]** W niektórych wykonaniach metale szlachetne można zbierać w pętli głównej 102 za pomocą wymiennych gąbek metalowych 85 o dużym polu powierzchni. Zastosowanie takich materiałów może zmniejszyć stopień osadzania się metali szlachetnych na powierzchniach stykających się ze stopioną mieszaniną paliwowo-solną. Zmniejszenie tego osadzania się jest pożądane, gdyż osadzanie się metali szlachetne na wymienniku ciepła 112 może zmienić jego właściwości wymiany ciepła.

**[0117]** W niektórych wykonaniach system reaktora jądrowego 101 może zawierać pętlę pośrednią, która ma stopioną sól nieradioaktywną lub dowolny inny płyn roboczy. Pętla pośrednia może być utrzymywana pod ciśnieniem nieco wyższym niż ciśnienie w pętli głównej 102. Wobec tego gdyby doszło do przecieku między pętlą pośrednią a pętlą główną, różnica ciśnień może zapobiec przedostaniu się radioaktywnej mieszaniny paliwowo-solnej do pętli pośredniej.

**[0118]** W niektórych wykonaniach pętla wtórna będzie zawierać właściwy płyn roboczy, taki jak hel, dwutlenek węgla lub para wodna, lub kombinację dwóch lub większej liczby spośród nich, które nie będą żrące jak stopione halogeny ani nie będą zawierać materiałów radioaktywnych. Z uwagi na to, że pętla wtórna nie będzie ulegać znaczącym uszkodzeniom od korozji lub promieniowania, pozostawi to więcej swobody w doborze materiałów na orurowanie pętli wtórnej niż w przypadku orurowania pętli głównej. Orurowanie pętli wtórnej może być zbudowane z odpowiedniego materiału, takiego jak stal nierdzewna.

[0119] Obieg Braytona może wykorzystywać hel, dwutlenek węgla lub inny właściwy płyn. W niektórych wykonaniach pętla wtórna 104 może wykorzystywać obieg z parą wodną, taki jak obieg Rankine'a lub obieg łączony, który ma zespół silników cieplnych wykorzystujących to samo źródło ciepła. Obieg Rankine'a jest sposobem przetwarzania ciepła na pracę mechaniczną, powszechnie stosowanym w elektrowniach węglowych, elektrowniach na gaz ziemny, ropę i elektrowniach jądrowych. Obieg Braytona jest alternatywnym sposobem przetwarzania ciepła na pracę mechaniczną, również opierającym się na gorącym sprężonym płynie roboczym, takim jak hel lub dwutlenek węgla. Helowy obieg Braytona ma tę zaletę, że w niektórych przypadkach można wypłukać (usunąć) tryt z helu łatwiej niż z wody. Obieg Braytona może także działać w wyższych temperaturach, co umożliwia większą wydajność termodynamiczną przemiany ciepła w pracę mechaniczną. Przy wybieraniu obiegu termodynamicznego dla pętli wtórnej 104 można też uwzględnić dodatkowe lub inne czynniki. Stosowanie turbin Braytona z obiegiem otwartym jest powszechnie uznane w pojazdach latających i elektrowniach na gaz ziemny. Helowe turbiny Braytona z obiegiem zamkniętym zademonstrowano na skalę laboratoryjną.

[0120] W niektórych wykonaniach byłoby możliwe wykorzystanie wysokotemperaturowego ciepła technologicznego, wytwarzanego bezpośrednio przez reaktor. Wysokotemperaturowe ciepło technologiczne można wykorzystać na przykład do produkcji wodoru lub odsalania wody, lub w ciepłownictwie, lub w dowolnej kombinacji dwóch lub większej liczby spośród nich.

[0121] W niektórych wykonaniach element wypłukujący 116 tryt z pętli wtórnej 104 może dotyczyć różnych systemów, elementów i technik. W reaktorze z mieszaniną stopionych soli tryt może być ruchliwy. Tryt może na przykład łatwo dyfundować przez mieszaninę paliwowo-solną i przez wymiennik ciepła 112 do pętli wtórnej 104. Taki tryt można wypłukać (np. w sposób ciągły, okresowo lub inaczej) z pętli wtórnej 104, na przykład dla zapobiegania wydzielaniu trytu do środowiska.

[0122] W niektórych wykonaniach system reaktora jądrowego 101 otrzymuje zużyte paliwo jądrowe 139 z innego systemu reaktora jądrowego 143. Na przykład pastylki zużytego paliwa jądrowego 147 z innego systemu reaktora jądrowego mogą być oddzielane od koszulki metalowej. Pastylki mogą być następnie rozpuszczane w stopionym halogenku 145 przeznaczonym do ładowania pętli głównej. W niektórych przypadkach zużytym paliwem jądrowym można manipulować na różne sposoby przed połączeniem go ze stopionym fluorkiem. Na przykład zespół paliwowy może być mechanicznie cięty i wytrząsany dla oddzielenia masy zużytego paliwa od koszulki metalowej. Po oddzieleniu masy koszulki metalowej od zużytego paliwa na oddzielonym paliwie mogą pozostać jakieś resztki koszulki metalowej. Następnie można zastosować odpowiedni rozpuszczalnik dla rozpuszczenia paliwa, koszulki lub obu. Rozdzielenie paliwa i materiałów koszulki może być łatwiejsze, gdy będą one w stanie rozpuszczonym.

[0123] W niektórych wykonaniach stopiona mieszanina paliwowo-solna jest tworzona z użyciem soli halogenku 149 (np. LiF), która nie zawiera jeszcze żadnego materiału radioaktywnego. Halogenek jest umieszczany w mieszalniku i ogrzewany w piecu 151 do

stopienia. Po stopieniu soli dodawane są do niej pastylki zużytego paliwa jądrowego 147 i składniki są mieszane do rozpuszczenia w soli aktywności z pastylek zużytego paliwa, z wytworzeniem mieszaniny paliwowo-solnej. Mieszaninę paliwowo-solną dodaje się następnie do pętli głównej przez otwór przelotowy z boku pętli głównej. W niektórych wykonaniach symulacje komputerowe mogą wyznaczyć stężenia aktywności i produktu rozszczepienia w mieszaninie paliwowo-solnej po dodaniu mieszaniny paliwowo-solnej do pętli głównej. Te symulacje komputerowe mogą być z kolei wykorzystane do przewidywania widma energii neutronów w rdzeniu 106 reaktora. W niektórych przypadkach po tych symulacjach komputerowych cykle ładowania i wyładowania paliwa do/z reaktora mogą być regulowane dla zapewnienia optymalnego widma neutronów w rdzeniu 106 reaktora.

**[0124]** W niektórych wykonaniach paliwo stosowane w mieszaninie paliwowo-solnej może zawierać zużyte paliwo jądrowe z innych reaktorów, jak już wspomnieliśmy. Zużyte paliwo jądrowe jest zwykle dostępne w zespołach, które usunięto z istniejącego reaktora 143 i które mają puste obudowy (koszulki) z innego materiału, wypełnione użytym paliwem jądrowym w postaci pastylek. W niektórych wykonaniach zespoły byłyby zmieniane przez usunięcie koszulki dla odsłonięcia pastylek zużytego paliwa. Jednak gdy mówimy o nieprzetworzonym użytym paliwie jądrowym, nie uważamy usunięcia koszulki za przetwarzanie zużytego paliwa jądrowego. Gdy mówimy, że zużyte paliwo jądrowe jest nieprzetworzone, mamy na myśli, że nie zrobiono nic (na przykład drogą chemiczną lub reakcji, lub oddzielania) dla zmiany składu zużytego paliwa jądrowego, które znajdowało się w obudowie. W niektórych wykonaniach ten cały wektor nieprzetworzonego zużytego paliwa jądrowego jest wykorzystywany w reaktorze. W niektórych wykonaniach można zastosować chemiczną, reaktywną lub rozdzielczą obróbkę zużytego paliwa jądrowego przed jego wykorzystaniem w reaktorze. Na przykład możemy usuwać produkty rozszczepienia ze zużytego paliwa jądrowego. Usunięcie produktów rozszczepienia ze zużytego paliwa jądrowego nie zmienia wektora aktywności zużytego paliwa jądrowego. W niektórych przypadkach albo cały wektor nieprzetworzonego zużytego paliwa jądrowego, albo cały wektor aktywności, albo wektor aktywności po dodatkowej takiej obróbce (takiej jak usunięcie U-238) może być zmieszany z innymi źródłami aktywności, jak omawiamy w innym miejscu, w różnych proporcjach lub mieszaninach. Przez to zużyte paliwo jądrowe, które opuszcza reaktor, zawiera niewielki ułamek produktów rozszczepienia i duży ułamek aktywności. „Nieprzetworzone” zużyte paliwo jądrowe nie ma usuniętych produktów rozszczepienia ani aktywności. Jeśli produkty rozszczepienia (ale nie aktywności) zostaną usunięte, to, co powstaje, jest „całym wektorem aktywności zużytego paliwa”. Jeśli część aktywności (na przykład U-238) zostanie usunięta, to, co powstaje, można nazwać przetworzonym paliwem, które zawiera co najmniej części zużytego paliwa jądrowego z reaktora. Można następnie wziąć dowolne z tych trzech (nieprzetworzone paliwo, cały wektor aktywności zużytego paliwa lub przetworzone paliwo), lub kombinacje dowolnych dwóch lub większej liczby z nich i można też mieszać je z innymi źródłami aktywności.

**[0125]** Fig. 10 przedstawia przebieg procesu, pokazujący przykładowy proces 1000 przetwarzania materiałów jądrowych. Przykład proces 1000 obejmuje operacje wykonywane przez wiele obiektów. Zwłaszcza, jak pokazano na fig. 10, aspekty przykładowego procesu 1000 mogą być wykonywane przez operatorów systemu reaktora 1002 z wodą lekką, systemu

reaktora 1004 z mieszaniną stopionych soli, obiektu zajmującego się energią elektryczną 1006 i obiektu zajmującego się odpadami 1008. W niektórych wykonaniach proces 1000 może obejmować dodatkowe lub inne operacje wykonywane przez pokazane obiekty lub przez obiekty innych typów.

**[0126]** W niektórych wykonaniach system reaktora 1002 z wodą lekką może zawierać typowy reaktor jądrowy z wodą lekką lub inny typ systemu reaktora jądrowego. System reaktora 1002 z wodą lekką otrzymuje paliwo jądrowe 1003 i wytwarza energię dzięki reakcji paliwa jądrowego. Moc wyjściowa 1022 z reakcji paliwa jądrowego może być przetwarzana i dostarczana do obiektu zajmującego się energią elektryczną 1006. Obiekt zajmujący się energią elektryczną 1006 może rozprowadzać moc wyjściową 1022 do miejsc jej zużycia 1007 jako elektryczność. Na przykład obiekt zajmujący się energią elektryczną 1006 może wykorzystywać sieć energetyczną do rozprowadzania energii elektrycznej. W niektórych przypadkach obiekt zajmujący się energią elektryczną 1006 może przetwarzać, kondycjonować lub zmieniać moc wyjściową 1022 w inny sposób do odpowiedniego formatu na potrzeby dostarczania do sieci.

**[0127]** System reaktora 1002 z wodą lekką wytwarza zużyte paliwo jądrowe 1020 jako produkt uboczny reakcji jądrowej, generującej moc wyjściową 1022. W niektórych wykonaniach zużyte paliwo jądrowe 1020 z systemu reaktora 1002 z wodą lekką może być przenoszone do systemu reaktora 1004 z mieszaniną stopionych soli. W niektórych wykonaniach, jak wyjaśniono wcześniej, system reaktora 1004 z mieszaniną stopionych soli działa całkowicie na zużytym paliwie jądrowym 1020 bez dalszych manipulacji poza usunięciem ewentualnej koszulki. Na przykład system reaktora 1004 z mieszaniną stopionych soli może wykorzystywać zużyte paliwo jądrowe mające zasadniczo skład materiałowy odpadów wytwarzanych przez system reaktora jądrowego 1002 z wodą lekką. W niektórych wykonaniach system reaktora 1004 z mieszaniną stopionych soli może otrzymywać dodatkowe lub inne typy materiałów, włącznie z dodatkowymi lub innymi typami paliwa. Na przykład system reaktora 1004 z mieszaniną stopionych soli może otrzymywać materiały paliwowe ze składowisk broni jądrowej lub składowisk odpadów jądrowych, lub z kombinacji tych i innych źródeł, jak wspomniano wcześniej. W niektórych wykonaniach świeże paliwo jądrowe może być łączone w różnych proporcjach ze zużytym paliwem jądrowym.

**[0128]** W niektórych wykonaniach system reaktora 1004 z mieszaniną stopionych soli może zawierać system reaktora jądrowego 101 z fig. 1 lub inny typ systemu reaktora jądrowego, skonfigurowany do spalania zużytego paliwa jądrowego 1020. System reaktora 1004 z mieszaniną stopionych soli może znajdować się w tym samym miejscu, co system reaktora 1002 z wodą lekką, lub obiekt zajmujący się odpadami 1008, lub kombinacja dowolnych dwóch lub większej liczby spośród tych i innych typów systemów i obiektów. System reaktora 1004 z mieszaniną stopionych soli wytwarza energię w reakcji materiału zużytego paliwa jądrowego zmieszanego z materiałem stopionej soli. Moc wyjściowa 1024 z reakcji mieszaniny paliwowo-solnej może być przetwarzana i dostarczana do obiektu zajmującego się energią elektryczną 1006. Obiekt zajmujący się energią elektryczną 1006 może rozprowadzać moc wyjściową 1024 do miejsc jej zużycia 1007 w postaci elektryczności. W niektórych

przypadkach obiekt zajmujący się energią elektryczną 1006 może przetwarzać, kondycjonować lub zmieniać moc wyjściową 1024 w inny sposób do odpowiedniego formatu na potrzeby dostarczania do sieci.

**[0129]** System reaktora 1004 z mieszaniną stopionych soli wytwarza odpady 1026 jako produkt uboczny reakcji jądrowej, generującej moc wyjściową 1024. W niektórych wykonaniach odpady 1026 z systemu reaktora 1004 z mieszaniną stopionych soli mogą być przenoszone do obiektu zajmującego się odpadami 1008. Obiekt zajmujący się odpadami 1008 może przetwarzać lub magazynować odpady 1026 wytwarzane przez reaktor 1004 z mieszaniną stopionych soli, lub zarządzać tymi odpadami w inny sposób. W niektórych wykonaniach odpady 1026 zawierają znacznie niższy poziom materiałów radioaktywnych o długim okresie półtrwania niż zużyte paliwo jądrowe 1020. Na przykład system reaktora 1004 z mieszaniną stopionych soli może wytwarzać odpady, które zawierają głównie produkty rozszczepienia o krótkich okresach półtrwania w porównaniu z aktywnościami.

**[0130]** Inne wykonania wchodzą w zakres poniższych zastrzeżeń patentowych.

**[0131]** Na przykład, w niektórych przypadkach, działania wymienione w zastrzeżeniach patentowych można wykonywać w innej kolejności i nadal osiągać pożądane wyniki. Ponadto procesy przedstawione na załączonych figurach niekoniecznie wymagają pokazanego określonego porządku lub kolejności, by prowadzić do pożądanych wyników. W niektórych przypadkach opisaliśmy pojedyncze lub zwielokrotnione urządzenia dla elementów wykonujących różne funkcje. W wielu przypadkach odniesienia do form pojedynczych należy interpretować jako odniesienia do form mnogich i odwrotnie.

**[0132]** W niektórych wykonaniach systemu i technik, które tu opisaliśmy, operatorami reaktorów z mieszaniną stopionych soli będą firmy zajmujące się energią elektryczną. Firma zajmująca się energią elektryczną obsługująca reaktor z mieszaniną stopionych soli może być jego właścicielem albo może dzierżawić go od innej jednostki. Jeśli firma zajmująca się energią elektryczną jest właścicielem reaktora z mieszaniną stopionych soli i obsługuje go, prawdopodobnie będzie finansować budowę reaktora z mieszaniną stopionych soli. Jeśli reaktor z mieszaniną stopionych soli jest dzierżawiony przez operatora, budowę reaktora z mieszaniną stopionych soli prawdopodobnie będzie finansować jego producent.

**[0133]** W niektórych wykonaniach firma zajmująca się energią elektryczną może obsługiwać reaktory z wodą lekką, wytwarzające zużyte paliwo jądrowe, które mogłoby następnie być wykorzystane jako paliwo dla reaktorów z mieszaniną stopionych soli, albo też firma może przyjmować zużyte paliwo jądrowe za opłatą od innej jednostki i wykorzystywać to zużyte paliwo jądrowe jako paliwo dla reaktorów z mieszaniną stopionych soli. W niektórych wykonaniach przewiduje się, że zużyte paliwo jądrowe will będzie przetwarzane (np. wyjmowane z koszulek) w miejscu, w którym znajduje się reaktor z mieszaniną stopionych soli, i jest prawdopodobne, że firma obsługująca reaktory z mieszaniną stopionych soli będzie też przetwarzać zużyte paliwo jądrowe. W tym przypadku firma będzie kupować halogenek od producenta soli i następnie mieszać ten halogenek z przetworzonym zużytym paliwem jądrowym dla wytworzenia mieszaniny paliwowo-solnej do stosowania w reaktorze z mieszaniną stopionych soli. Alternatywnie, dana firma lub agenda rządowa może opłacać

inną firmę, by przyjmowała zużyte paliwo jądrowe, mieszała je z halogenkiem zakupionym od producenta soli, a następnie sprzedawała mieszaninę paliwowo-solną operatorom reaktora z mieszaniną stopionych soli.

**[0134]** W niektórych przykładach odpady wytwarzane przez reaktory z mieszaniną stopionych soli będą odbierane za opłatą przez agendę rządową, nadzorującą stałe składowiska odpadów. Odpady te byłyby przetwarzane (np. przez zeszklenie) w formę nadającą się do umieszczenia w długoterminowym składowisku odpadów. Jeśli natychmiastowa utylizacja nie jest dostępna (jak obecnie w przypadku wszystkich krajów), odpady mogą być przechowywane na miejscu do chwili, gdy dostępne będzie składowisko długoterminowe, lub mogą być odbierane za opłatą przez agendę rządową lub firmę trzecią do krótkoterminowego składowania do chwili, gdy dostępne będzie składowisko długoterminowe.

**[0135]** Te same idee stosowania wodorków lub deuterków, takich jak wodorki metali, jako materiał moderujący, co opisaliśmy w kontekście reaktora z mieszaniną stopionych soli, można stosować na przykład w reaktorach chłodzonych stopioną solą lub w systemach zasilanych akceleratorem. Reaktory chłodzone stopioną solą wykorzystują osobne paliwo i chłodziwa, podczas gdy reaktory z mieszaniną stopionych soli wykorzystują paliwo zmieszane z chłodziwem. Reaktory chłodzone stopioną solą mogą mieć elementy paliwowe o zasadniczo dowolnym kształcie; prawdopodobnymi kształtami są pręty lub kulki. Chłodziwo solne, które nie zawiera materiału paliwowego, przepływa wokół tych elementów paliwowych. Wcześniejsze konstrukcje reaktora chłodzonego stopioną solą proponowały stosowanie grafitu jako moderatora. Te konstrukcja można by zmienić, aby wykorzystywały moderatory wodorkowe lub deuterkowe, na przykład moderatory z wodorków metali, zamiast moderatorów grafitowych lub w dodatku do nich. Moderatory z wodorków metali do stosowania w reaktorach chłodzonych stopioną solą mogą przyjąć dowolną z form opisanych powyżej do stosowania w reaktorach z mieszaniną stopionych soli.

**[0136]** Innym potencjalnym zastosowaniem moderatorów wodorkowych lub deuterkowych są systemy zasilane akceleratorem (ang. *accelerator driven systems*, ADS). W ADS neutrony są wytwarzane przez proces znany jako spalacja, gdy wiązka protonów z wysokoenergetycznego akceleratora zostanie skierowana na tarczę z metalu ciężkiego. Gdy tarcza z metalu ciężkiego jest otoczona paliwem jądrowym, neutrony ze spalacji mogą wywołać rozszczepienie w paliwie jądrowym, co z kolei wytwarza jeszcze więcej neutronów. Z uwagi na to, że paliwo jądrowe jest w konfiguracji podkrytycznej, jądrowa reakcja łańcuchowa nie może być podtrzymywana bez neutronów ze spalacji, wytwarzanych przez akcelerator. Oznacza to, że można wyłączyć reaktor po prostu wyłączając akcelerator. Taki system nazywa się systemem zasilanym akceleratorem.

**[0137]** ADS można stosować do niszczenia odpadów z aktynowcami (np. zużytego paliwa jądrowego z konwencjonalnych reaktorów, zubożonego uranu, nadmiarowego materiału z uzbrojenia). Moderator z wodorku lub deuterku (np. wodorku metalu) może być przydatny, gdyż spowolniłby wysokoenergetyczne neutrony ze spalacji do energii skuteczniejszych w transmutowaniu lub rozszczepianiu otaczającego paliwa aktynowcowego. Zaproponowano też ADS torowe. Takie systemy wykorzystują neutrony ze spalacji i następne neutrony

rozszcepieniowe do przetwarzania toru-232 w protaktyn-233, który szybko rozpada się do rozszczepialnego uranu-233. Transmutacja toru-232 w uran-233 jest najbardziej wydajna w przypadku neutronów termicznych. Moderatory z wodoru lub deuteru można by stosować w takich torowych ADS do zmiękczenia widma energii neutronów, by umożliwić wydajniejsze powielanie U-233 z toru.

**[0138]** W przypadku obu typów ADS korzystne może być umieszczenie moderatorów z wodoru lub deuteru wokół tarczy z metalu ciężkiego, aby zmniejszyć energię neutronów ze spalacji. Zwłaszcza w ADS z paliwem torowym korzystne może być włączenie takich moderatorów nie tylko po prostu wokół tarczy, ale także w otaczającej strefie paliwa jądrowego, gdy cały system wymaga miękkiego widma neutronów dla optymalnego wytwarzania U-233.

Grażyna Palka  
*Rzecznik patentowy*

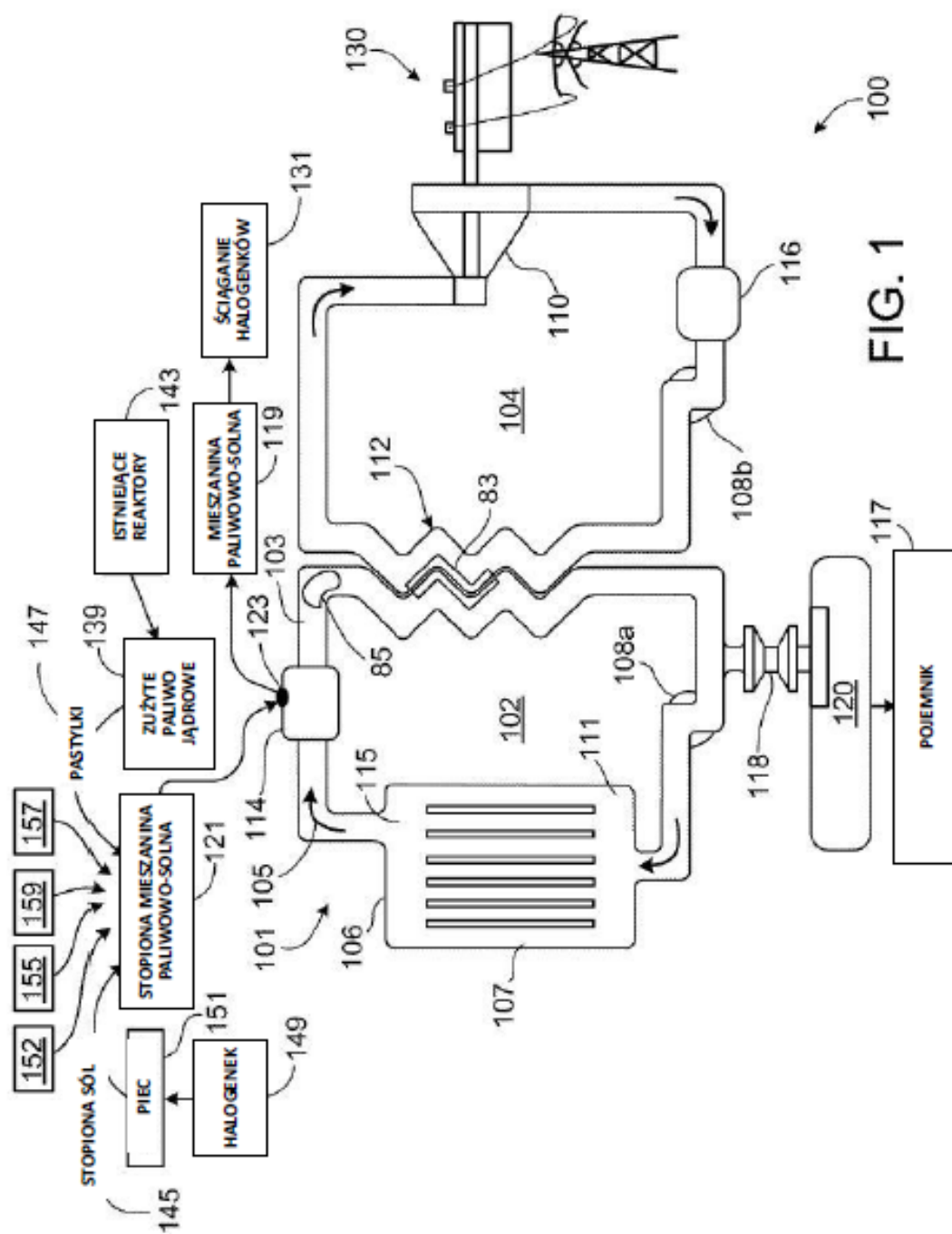


### Zastrzeżenia patentowe

1. Reaktor jądrowy, zawierający:  
materiał rozszczepialny,  
stopioną sól, i  
materiał moderujący, który zawiera wodorek cyrkonu ( $ZrH_x$ ), gdzie  $x$  jest zawarte w zakresie od 1 do 4  
**znamienny tym, że**  
reaktor jądrowy zawiera strukturę moderatora, utworzoną z materiału moderującego, oraz drogę, wzdłuż której materiał rozszczepialny i stopiona sól mogą płynąć od wyjścia z moderatora w pętli do wejścia do struktury moderatora.
2. Reaktor jądrowy według zastrz. 1, w którym materiał moderujący zawiera  $ZrH_{1,6}$ , zwłaszcza w którym wodorek cyrkonu ma postać krystaliczną.
3. Reaktor jądrowy według zastrz. 1, w którym materiał moderujący zawiera pewną postać wodoru litu.
4. Reaktor jądrowy według zastrz. 1, w którym materiał moderujący zawiera pewną postać wodoru itru, zwłaszcza w którym postać wodoru itru zawiera wodorek itru(II) ( $YH_2$ ), wodorek itru(III) ( $YH_3$ ) lub ich kombinację.
5. Reaktor jądrowy według zastrz. 1, w którym materiał moderujący zawiera pewną postać deuteru cyrkonu.
6. Reaktor jądrowy według zastrz. 1, w którym materiał rozszczepialny zawiera naturalny uran, wzbogacony uran, zubożony uran, pluton lub uran ze zużytego paliwa jądrowego, pluton wyodrębniony z materiałów z nadwyżki broni jądrowej, tor i materiał rozszczepialny, materiał z transuranowcami lub kombinację dowolnych dwóch lub większej liczby spośród nich; zwłaszcza w którym materiał rozszczepialny ma stosunek zawartości materiału rozszczepialnego do paliworodnego w zakresie 0,01 - 0,25.
7. Reaktor jądrowy według zastrz. 1, w którym stopiona sól zawiera fluorek litu, zwłaszcza w którym fluorek litu jest wzbogacony w Li-7.
8. Reaktor jądrowy według zastrz. 1, w którym rozpuszczalność aktynowców w stopionej soli jest wystarczająca do umożliwienia materiałowi rozszczepialnemu osiągnięcia stanu krytycznego, zwłaszcza w którym rozpuszczalność aktynowców w stopionej soli wynosi co najmniej 0,3%, korzystniej co najmniej 12% lub najkorzystniej co najmniej 20%.
9. Sposób obejmujący:  
w reaktorze jądrowym (100), przepływ materiału rozszczepialnego i stopionej soli przez materiał moderujący,  
**znamienny tym, że** materiał moderujący zawiera wodorek cyrkonu ( $ZrH_x$ ), w którym  $x$  jest między 1 i 4.

10. Sposób według zastrz. 9, w którym przepływ materiału rozszczepialnego i stopionej soli przez materiał moderujący obejmuje przepływ mieszaniny paliwowo-solnej przez rdzeń reaktora, przy czym mieszanina paliwowo-solna zawiera materiał rozszczepialny i stopioną sól.
11. Sposób według zastrz. 9, w którym materiał rozszczepialny zawiera cały wektor aktynowcowy zużytego paliwa jądrowego.
12. Sposób według zastrz. 9, w którym materiał rozszczepialny zawiera części, ale nie całość aktynowców zużytego paliwa jądrowego.
13. Sposób według zastrz. 9, w którym materiał rozszczepialny zawiera nieprzetworzone zużyte paliwo jądrowe.
14. Reaktor jądrowy (100) według zastrz. 1, zawierający ponadto: pętlę główną (102), zawierającą  
rdzeń (106) reaktora, zawierający strukturę moderatora.
15. Reaktor według zastrz. 14, zawierający pętlę wtórną (104) i wymiennik ciepła (112) do wymiany ciepła między pętlą główną a pętlą wtórną.
16. Reaktor według zastrz. 14, zawierający pętlę pośrednią, pętlę wtórną, wymiennik ciepła do wymiany ciepła między pętlą główną a pętlą pośrednią i dodatkowy wymiennik ciepła do wymiany ciepła między pętlą pośrednią a pętlą wtórną.
17. Reaktor według zastrz. 14, zawierający również zawór zakrzepowy, przy czym zwłaszcza zawór zakrzepowy kontroluje przepływ między pętlą główną a podsystemem pomocniczej obudowy bezpieczeństwa, korzystnie między pętlą główną a chłodzonym biernie zbiornikiem zasobnikowym podsystemu pomocniczej obudowy bezpieczeństwa.

Grażyna Palka  
*Rzecznik patentowy*



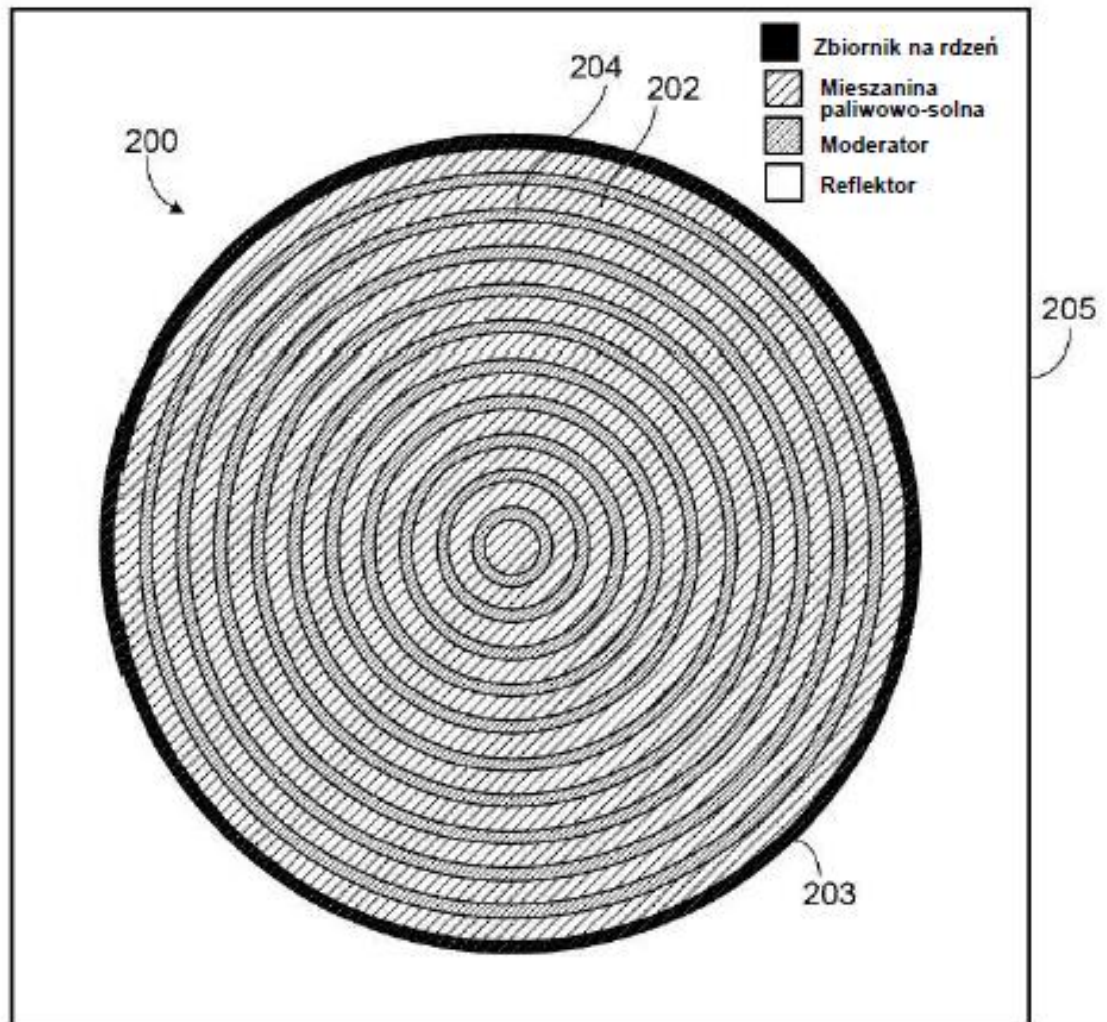
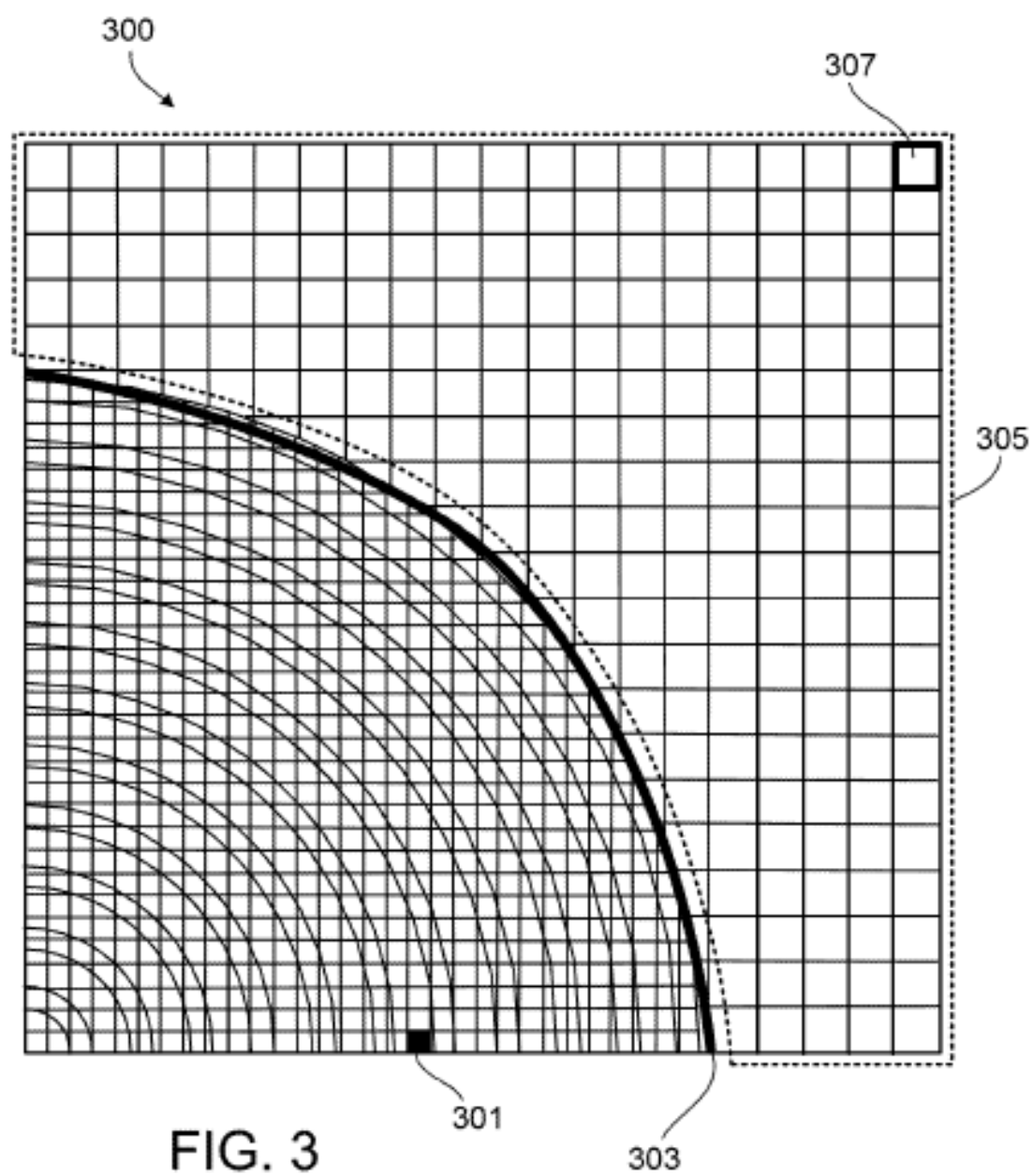


FIG. 2



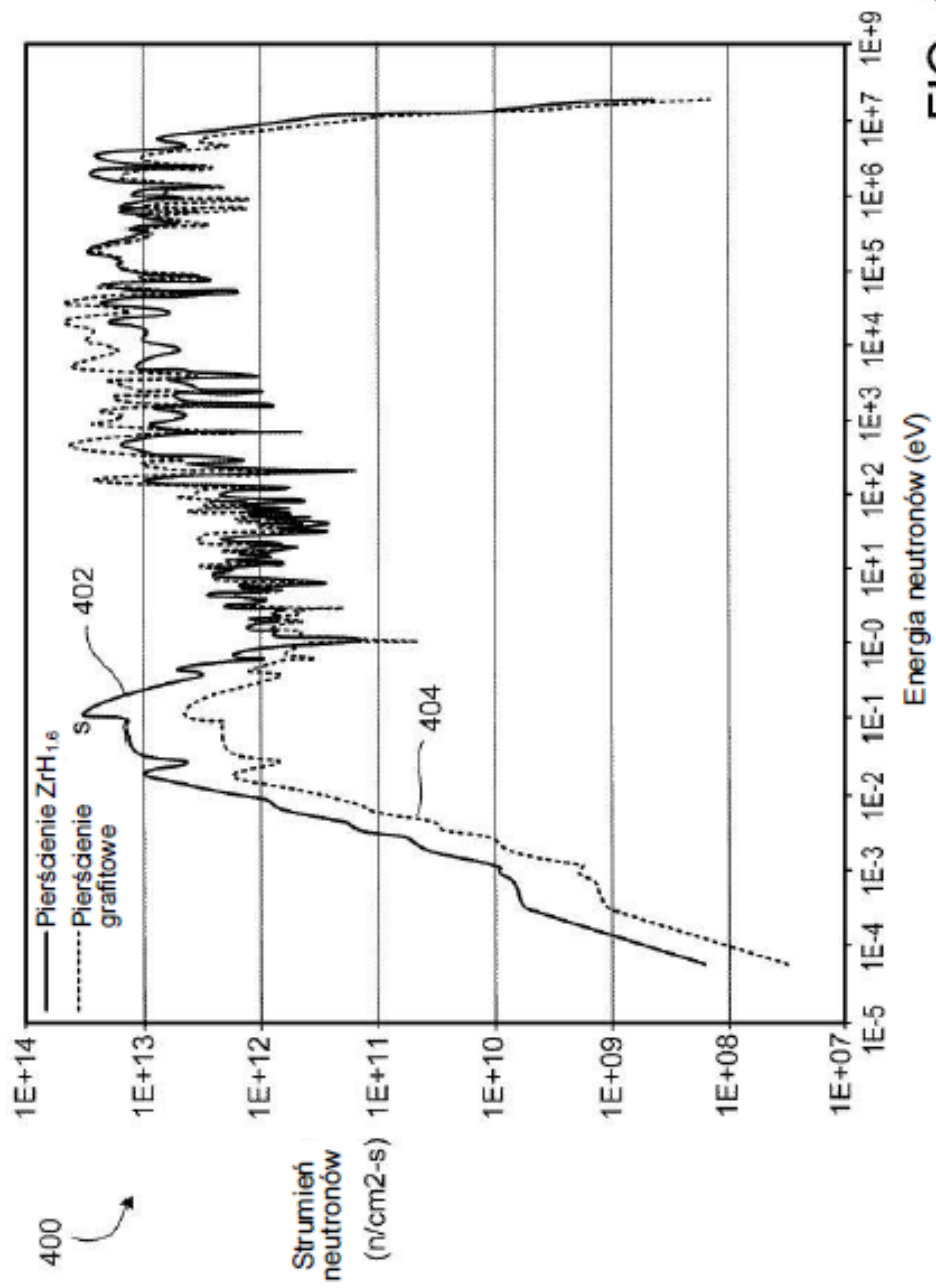


FIG. 4

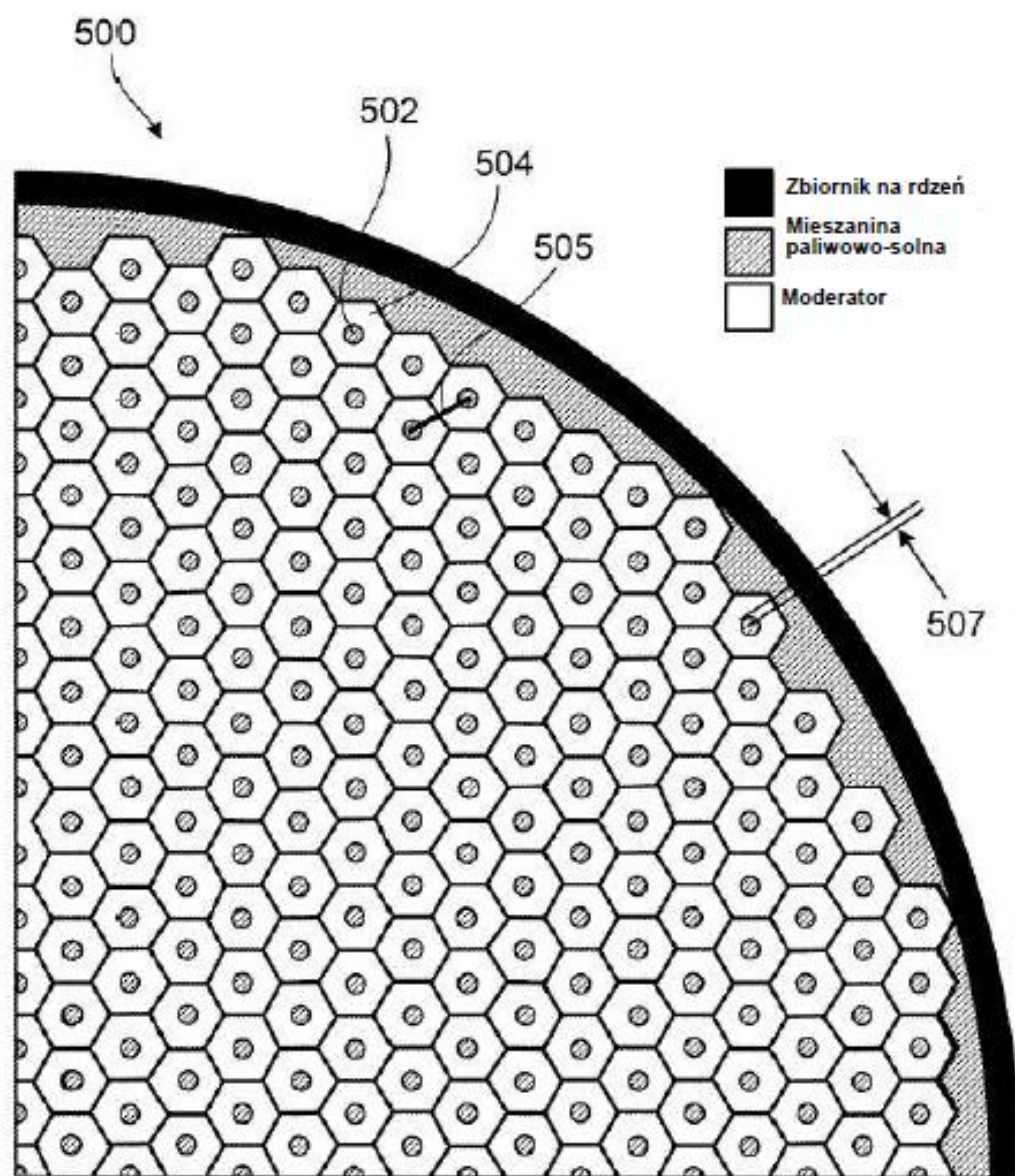


FIG. 5



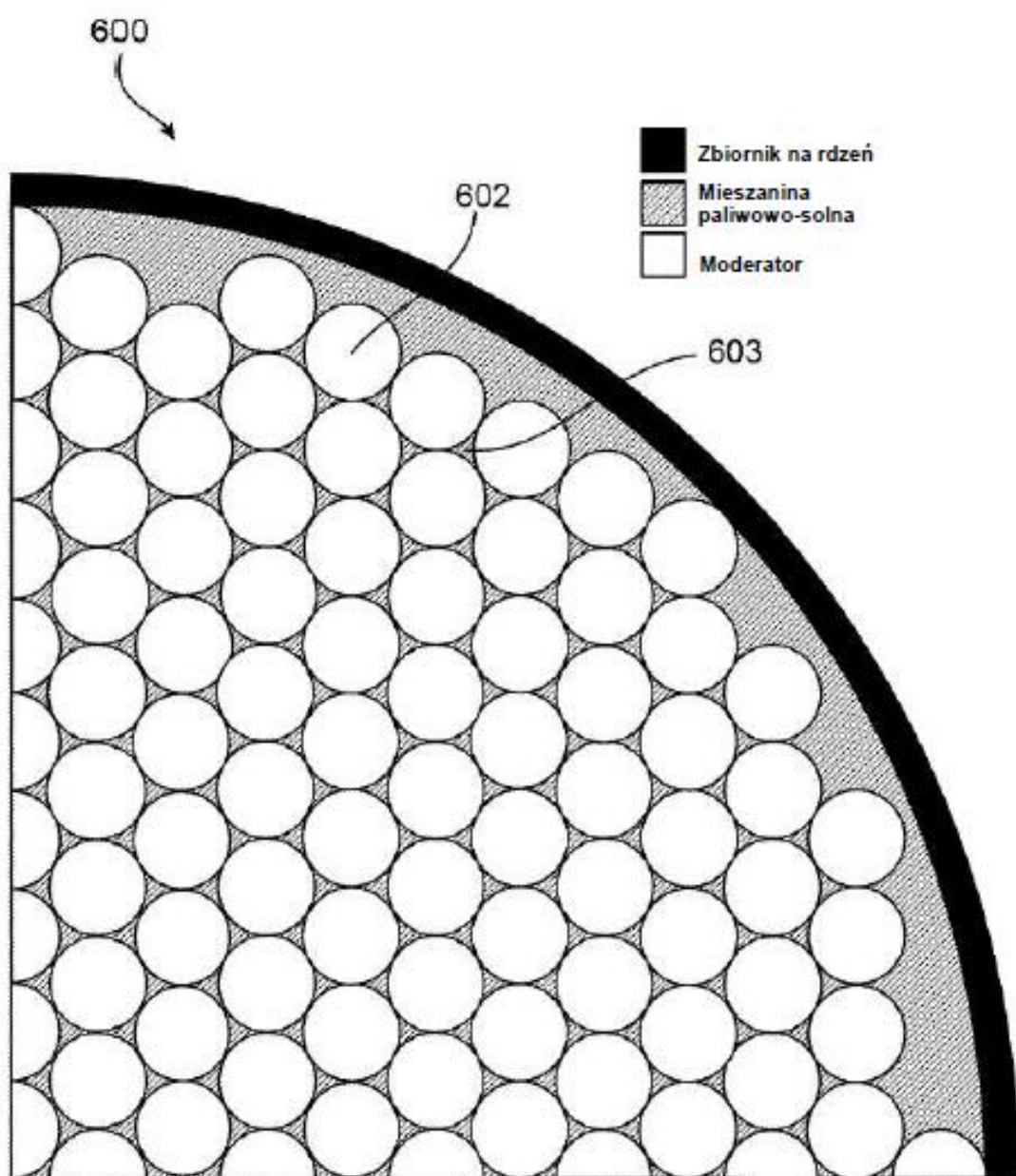


FIG. 6



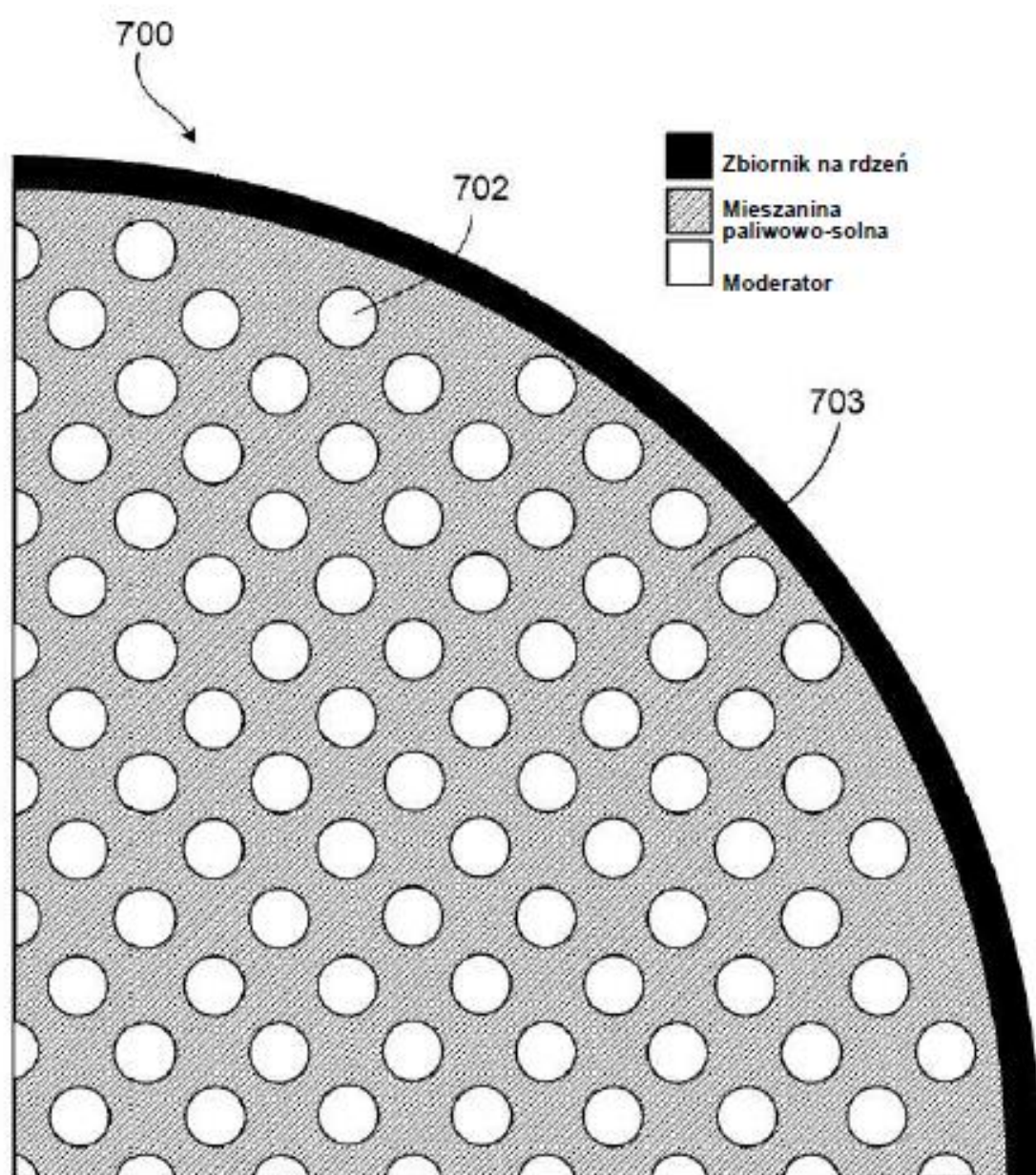


FIG. 7

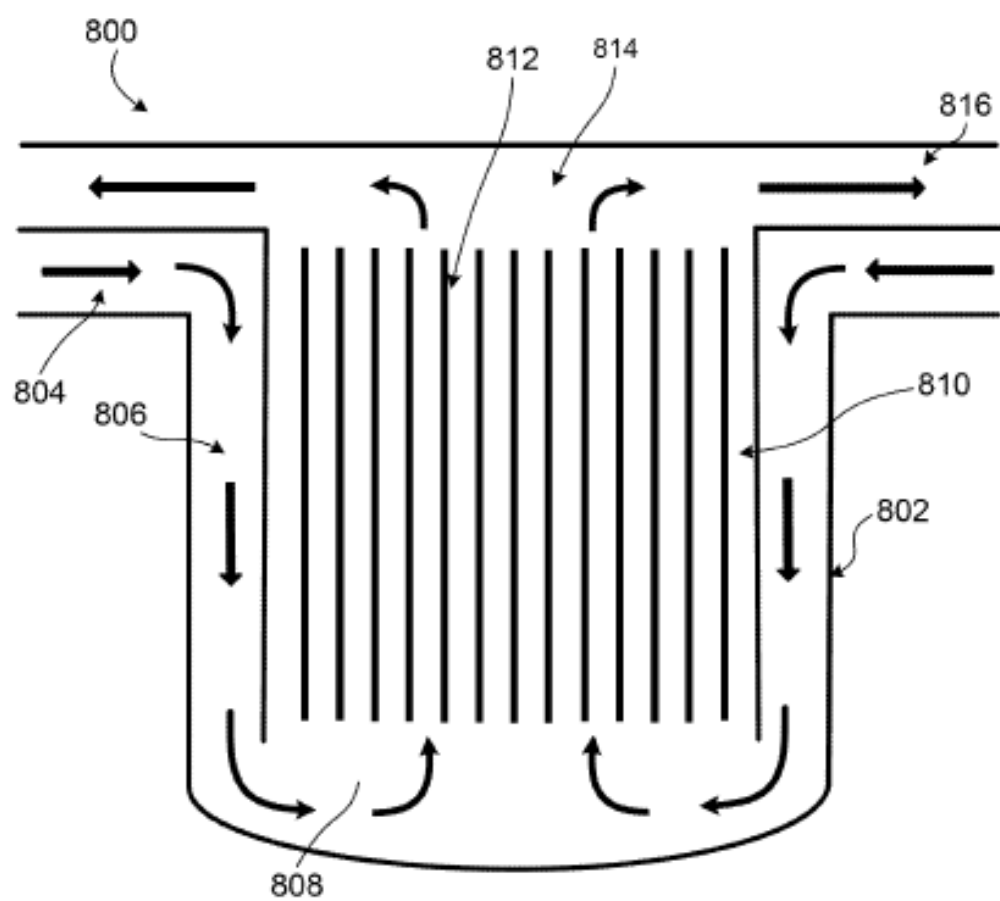


FIG. 8

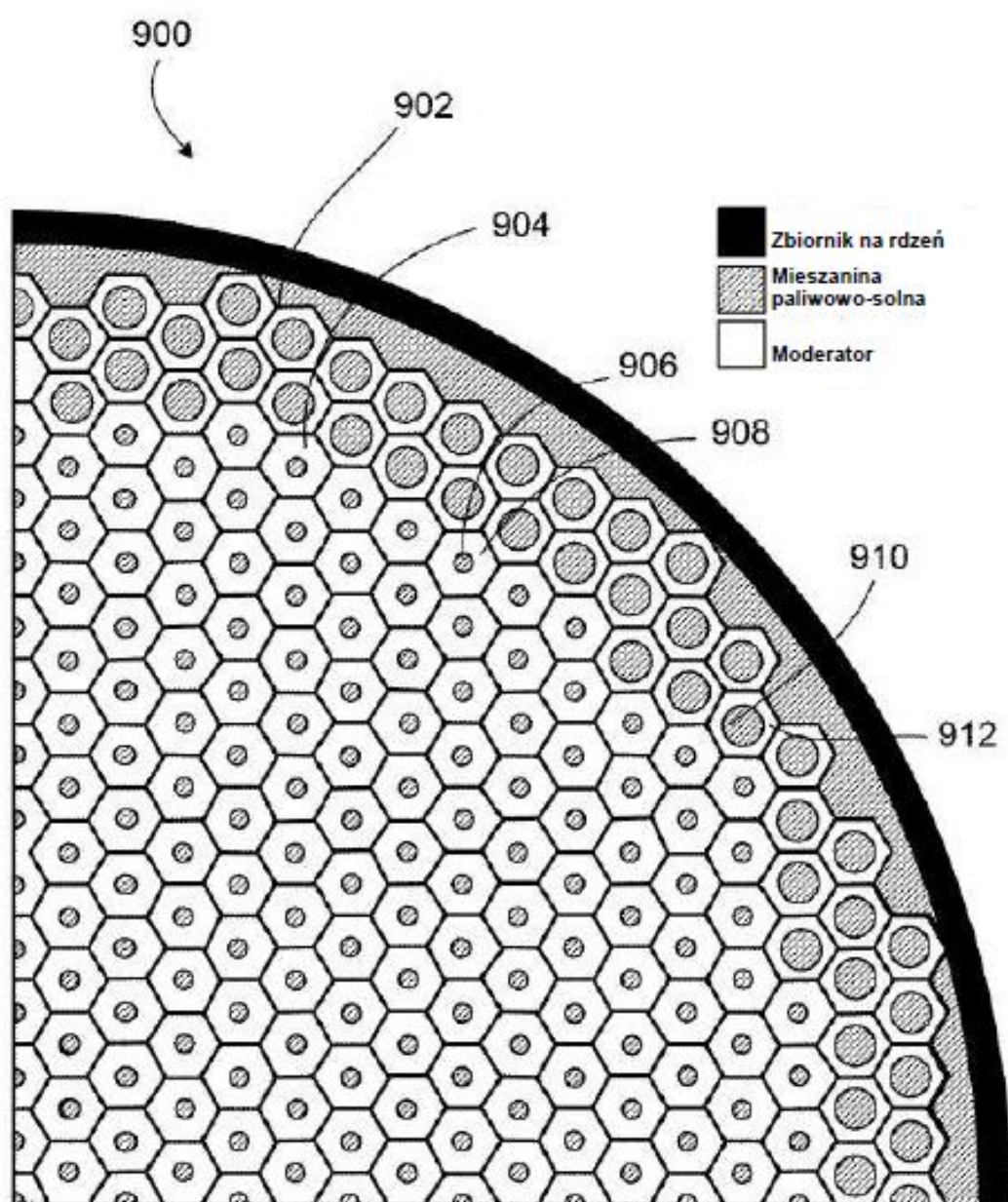


FIG. 9

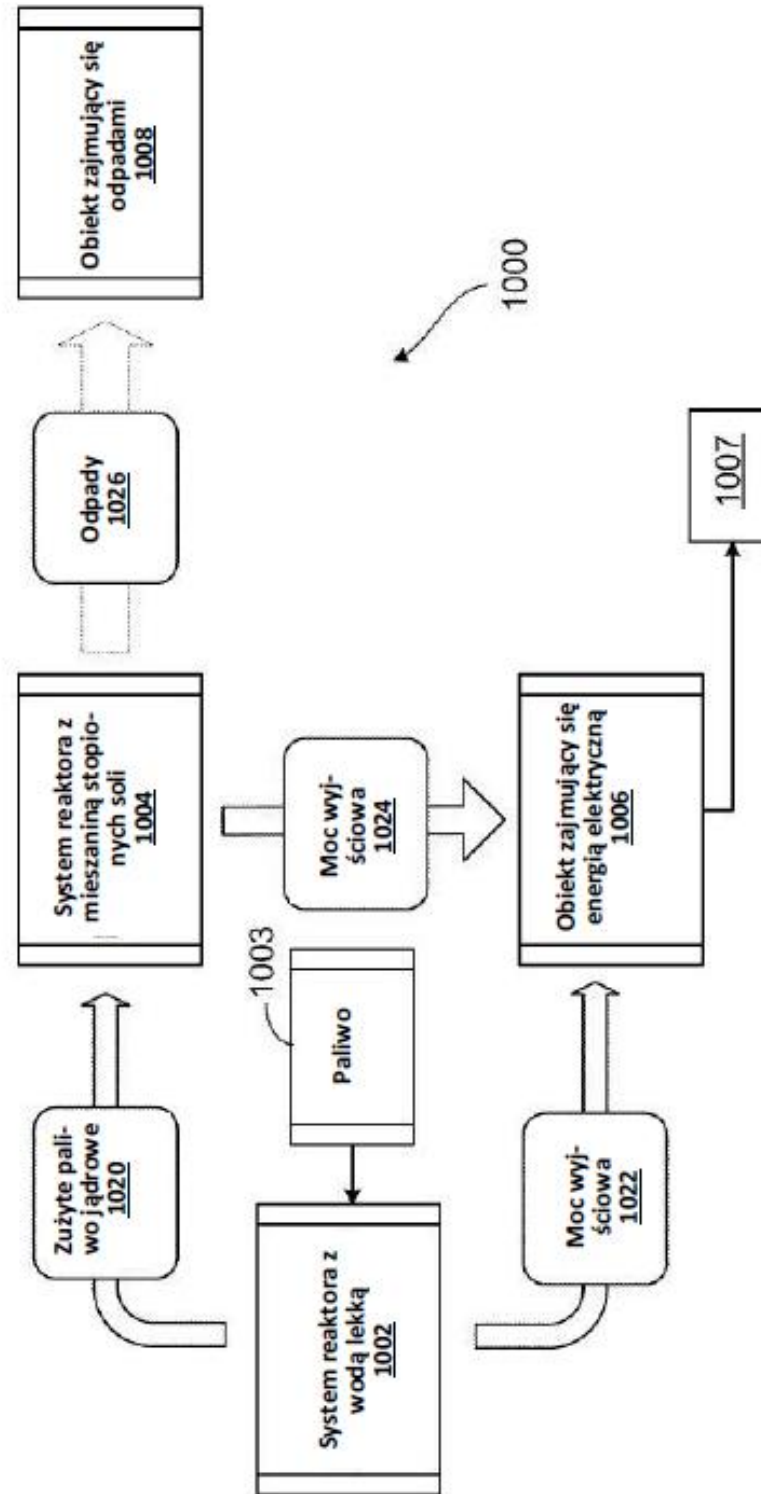


FIG. 10

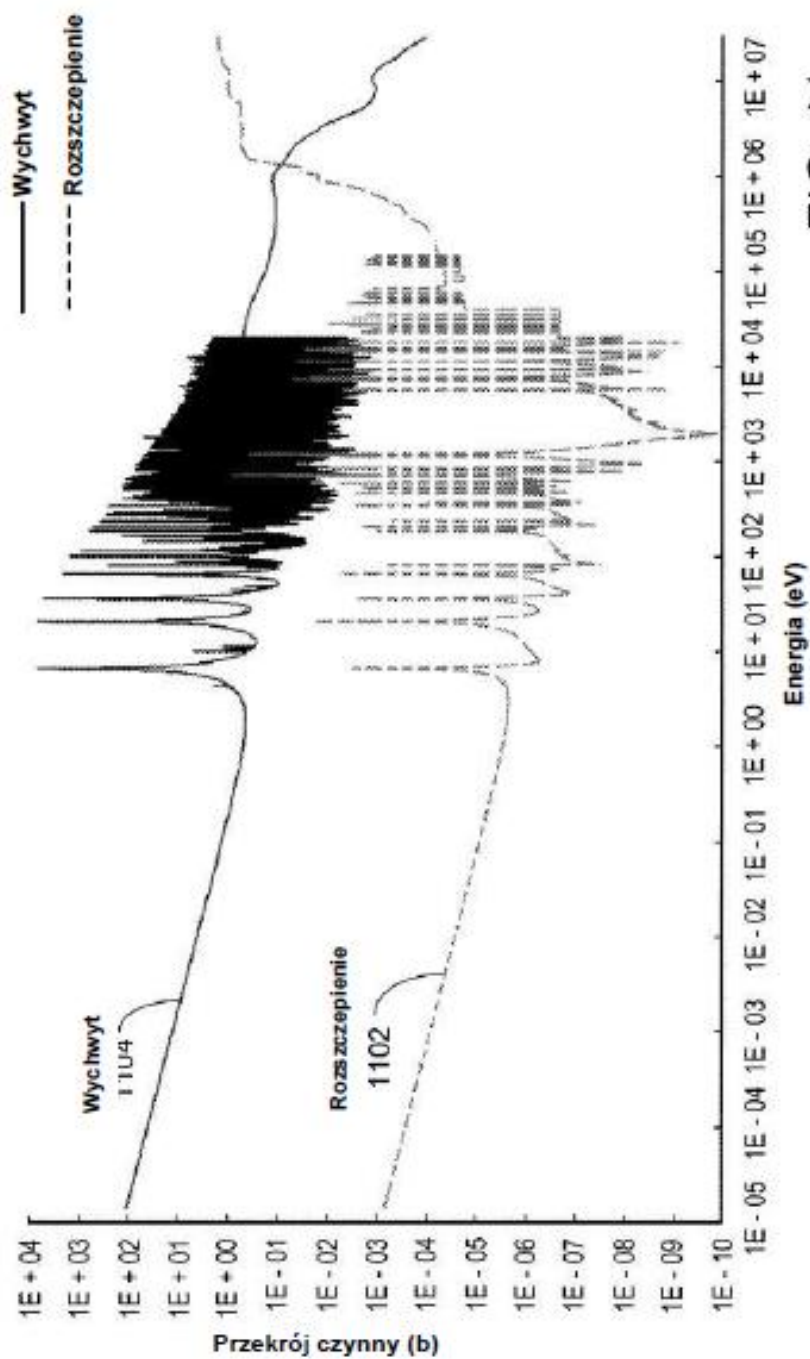


FIG. 11