

## ***Усъвършенстван ядрен горивен цикъл (advanced nuclear fuel cycle) с трансмутация на актинидите*** ***Светлана Вълчева***

### **Въведение:**

Един от основните проблеми пред ядрената енергетика е управлението и окончателното погребване на високоактивните радиоактивни отпадаци (ВАРАО), в частност отработеното ядрено гориво (ОЯГ). Днес по-голямата част от държавите с развита ядрена енергетика имат значително количество акумулирано отработено ядрено гориво, чието по-нататъшно управление е несигурно. Съществуват различни концепции за окончателно погребване на ОЯГ, една от които е дълбокото геоложко погребване. Този метод е приет от страните членки на OECD като подходящо решение за защита на хората и околната среда в бъдеще. Въпреки това, съществуват множество затруднения, свързани с избора на подходяща площадка, проектирането и лицензирането, които заедно с негативното обществено мнение към РАО, превръщат изграждането на тези съоръжения за окончателно погребване на ВАРАО в изключително трудна, дори непосилна задача. Трудностите произтичат от многобройните изисквания към подобни съоръжения за погребване на силно радиоактивното ОЯГ, които е практически невъзможно да бъдат едновременно изпълнени. Ето защо въпросът за погребването на ВАРАО все още не е окончателно решен и по-нататъшното управление на тези силно радиоактивни материали-продукт на човешката дейност, за сега е несигурно. Това е и една от основните бариери пред развитието на ядрената енергетика, която въпреки че не замърсява атмосферата с парникови газове, генерира значително количество радиоактивни отпадъци. За да се продължи развитието на ядрената енергетика е необходимо да бъде изпълнено изискването за екологична чистота на генерираната енергия, което предполага колкото е възможно по-голямо редуциране на количеството и радиоактивността на генерираните РАО. По този начин значително се улеснява изолирането на РАО от биосферата и създаването на условия, при които се изключва риска от облъчване на хората- изисквания, който са определящи за безопасното управление на РАО.

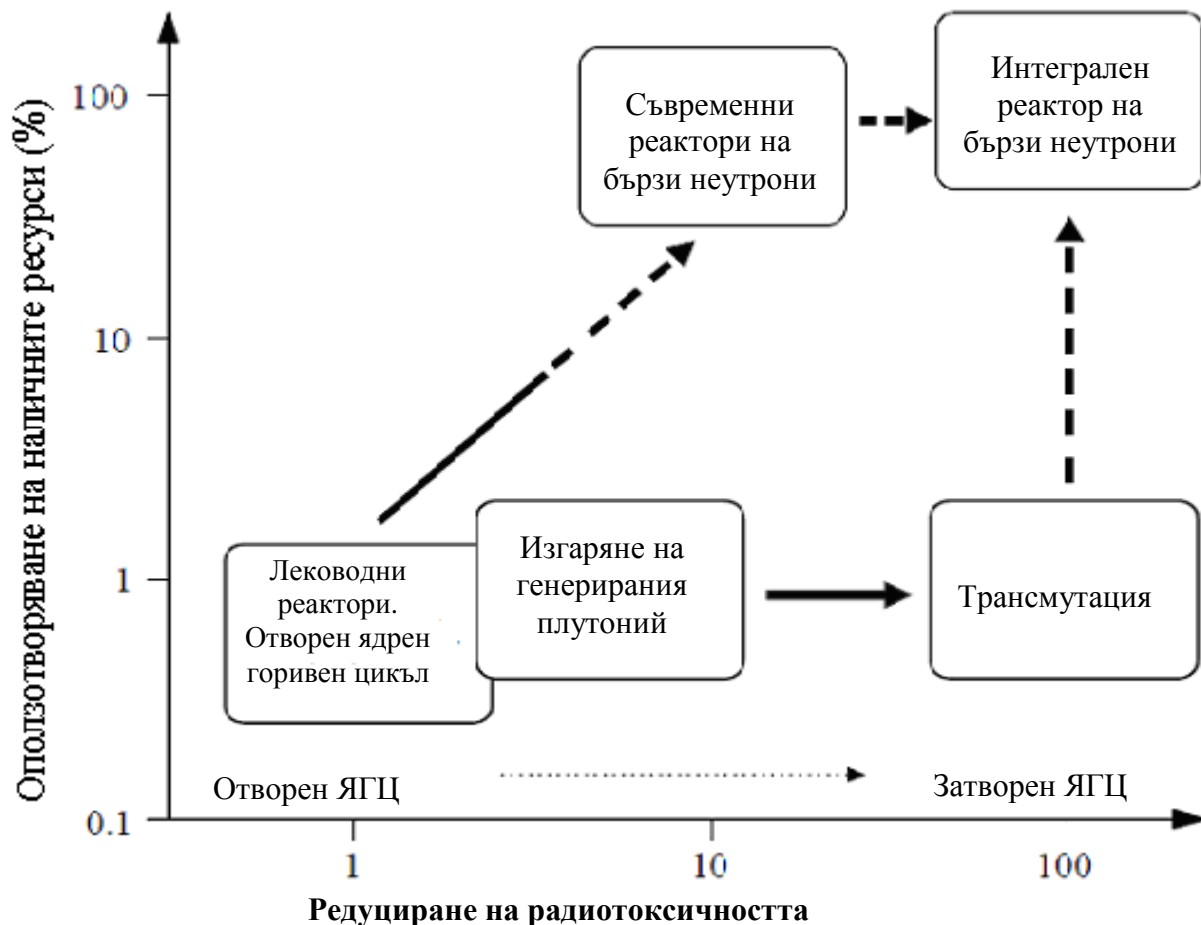
Една от възможностите за преодоляване на проблема с управлението на отработеното ядрено гориво е трансмутацията на актинидите. Тази концепция се изразява в трансформирането на дългоживущите силно радиоактивни актиниди в краткоживущи (или стабилни) нуклиди, чрез което се значително се намалява периодът от време, през което РАО представляват потенциална радиационна опасност за околната среда и човека. Трансмутацията на актинидите води до сериозно редуциране на обема, остатъчното топлоотделяне и активността на ОЯГ, което от своя страна драстично смекчава изискванията към хранилищата за окончателно погребване на подобни РАО. Следователно, трансмутацията може да се рзглежда като допълнителен метод за управление на радиоактивните отпадаци, който улеснява проектирането и лицензирането на геоложките хранилища и прави възможно изпълнението на изискванията за необременяване на следващите поколения и за защита на околната среда и хората от радиационното въздействие на РАО.

### **Стратегии за развитие на ядрената енергетика:**

Съществуват няколко възможности за развитие на ядрената енергетика, чиито постижения относно редуцирането на радиотоксичността на ОЯГ и оползотворяването на наличните ресурси са илюстрирани на фигура 1, която също така дава сравнение между концепцията за трансмутация на актинидите и дългоживущите продукти на делене и останалите пътища за развитие. Най-важното предимство на трансмутацията е възможността за максимално понижаване на радиотоксичността на генерираните

радиоактивни отпадъци. Както се вижда от фигурата, със съвременните леководни реактори, които са най-широко разпространени, и отвореният ядрено горивен цикъл се генерира най-голямо количество РАО, които в същото време са и най-силно радиоактивни, а освен това се оползотворява и най-малко количество от наличните ресурси. Всъщност леководните реактори използват по-малко от един процент от енергията, която се съдържа в добиваният уран, като останалата енергия остава в отработеното ядрено гориво и обеднения уран от обогатителния процес. Една от възможностите за по-пълно утилизиране на наличните ресурси е извличането на плутония от ОЯГ и връщането му в ЯГЦ под формата на т.н. МОХ-гориво, което представлява смес от уран и плутоний. Поради отстраняването на силно радиотоксичния плутоний радиотоксичността на ОЯГ намалява, но в значително по-малка степен в сравнение със случая с трансмутацията на актинидите.

Стратегията, включваща реактори размножители на бързи неутрони (FBR- Fast Breeding Reactors), за разлика от останалите стратегии цели на първо място максимално оползотворяване на урановите ресурси. Ядреногоривният цикъл на съвременните реактори на бързи неутрони е затворен за плутония, но актинидите остават в ОЯГ, предвидено за окончателно погребване, което означава че и в този случай се генерира не малко количество ВРАО. Чрез нови концепции реактори на бързи неутрони би могло да се постигне максимално оползотворяване на ресурсите, съчетано с трансмутация на актинидите, което да доведе и до максимално редуциране на радиотоксичността на РАО, които трябва да бъдат изолирани в геоложки хранилища. Една от концепциите за рециклиране на актинидите и създаване на нови делящи се изотопи е интегралният бърз реактор (Integral Fast Reactor-IFR).



Фигура 1: Стратегии за развитие на ядрената енергетика

Като се има предвид наличието на сравнително евтин уран за следващите десетилетия (т.е. липса на стимул за развитието на реакторите размножители) и тревогите на обществото, свързани с безопасното съхранение на ОЯГ, които са резултат от повсеместните затруднения с въвеждането на хранилища за погребване на ВРАО, най-подходящият (най-вероятният) сценарий за развитие на ядрената енергетика е стратегията с трансмутация на актинидите, която предлага удачно решение за неотложния проблем с управлението на най-опасните радиоактивни отпадъци.

От фигура 1 може да се направи заключението, че бъдеща усъвършенствана ядрена енергийна система би могла да осигури производството на стократно повече енергия в сравнение с днешната конвенционална ядрена енергийна система без никакво повишаване на консумацията на природен уран и без повишаване на генерираното количество РАО.

### **Усъвършенстван ядрен горивен цикъл, основан на процесите сепарация и трансмутация за преработка на ОЯГ (partitioning and transmutation-P&T):**

ОЯГ съдържа три класа материали. Първият представлява продуктите на делене, които съставляват около 5% от ОЯГ. ПД са това, което наистина може да се нарече отпадък. Те представляват смес от по-леки елементи, получени в процеса на делене на тежките ядра. ПД са силно радиоактивни през първите няколко години. След около десетилетие или малко повече основните приносители за радиоактивността са два радионуклида: цезий-137 и стронций-90. И двата изотопа са разтворими във вода, поради което е необходимо да са надеждно изолирани от околната среда. За около три столетия радиоактивността на тези изотопи намалява около 1 000 пъти и те вече са на практика безвредни.

Вторият компонент- уранът, представлява по-голямата част от ОЯГ (около 94%); това е уранът, който не е претърпял делене, а изотопният му състав е близък до този на природния уран (0,71% U-235). Уранът от ОЯГ е сравнително леко радиоактивен и ,ако бъде сепариран от останалите РАО, може лесно да бъде безопасно съхранен за бъдеща употреба, като възпроизвеждащ материал в сравнително леко защитени хранилища.

Третият компонент от ОЯГ, който създава най-големи проблеми при управлението на РАО, представлява трансурановите елементи- това са елементи с атомна маса по-голяма от тази на урана. Този компонент от ОЯГ представлява смес основно от плутониеви изотопи и значително количество америций. Въпреки че трансурановите елементи съставляват само около 1% от ОЯГ, те са основната причина за настоящия проблем с управлението на ВРАО. Периодите на полуразпад на тези радионуклиди достигат до десетки хиляди години.

Поради присъствието на дългоживущите и силно радиоактивни актиниди и продукти на делене, отработеното ядрено гориво се причислява към високоактивните РАО и е необходимо да бъде изолирано от околната среда и от човека в дълбоки геоложки хранилища в продължение на стотици хиляди години (при съвременния отворен ЯГЦ без трансмутация), докато радиоактивността му спадне до допустимо ниво.

Дългият период от време, през което отработеното ядрено гориво запазва радиоактивността си, се дължи основно на наличието на дългоживущите актиниди. Въпреки че продуктите на делене генерират остатъчно топлоотделяне, те са краткоживущи и допринасят са радиотоксичността само през първите 100 години.

Усъвършенстваният ядрено горивен цикъл се основава на процесите сепарация и трансмутация. Сепарирането включва извършването на сложна (комплексна) поредица от усъвършенствани водохимични (aqueous chemical) и/или неводохимични металургични (non-aqueous metallurgical) процеси, целящи премахването или извличането на определени актиниди и дългоживущи продукти на делене.

Трансмутацията се изразява в преобразуването на силно радиоактивните актиниди и дългоживущи продукти на делене в стабилни или краткоживущи нуклиди. По този начин се постига затворен ядрен горивен цикъл, при който генерираните радиоактивни отпадъци са с минимално количество и радиоактивност.

Усъвършенстваният ядрен горивен цикъл основно обхваща управлението, т.е. трансмутацията и/или специалното кондициониране и изолиране от биосферата- на актинидите и продуктите на делене, но също така включва и затварянето на ЯГЦ за плутония, като необходима първа или паралелна стъпка.

#### **Трансмутация на актинидите:**

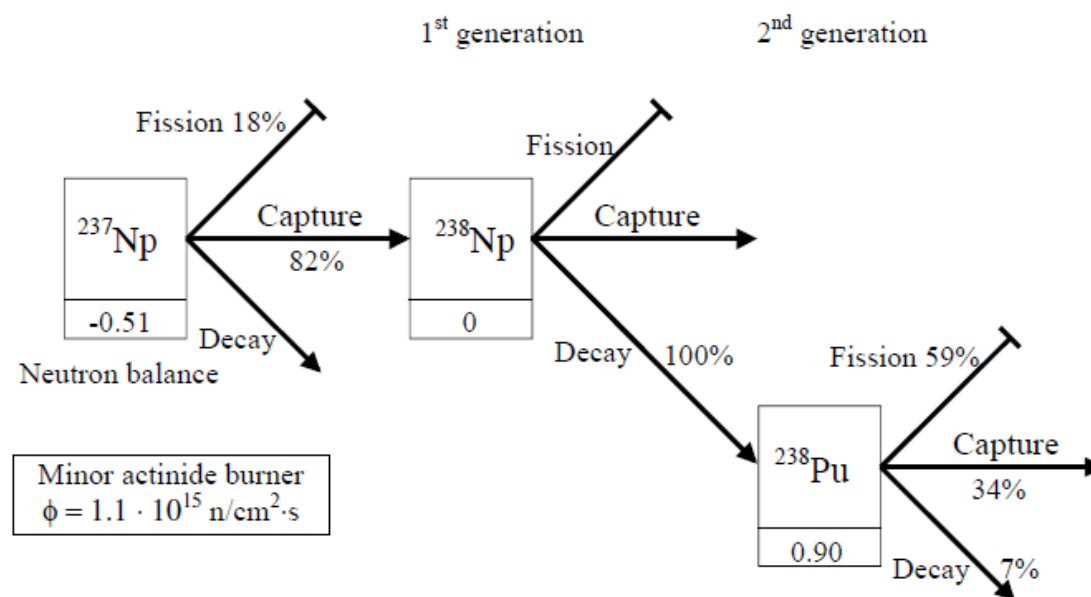
За трансмутацията на актинидите от значение е реакцията на делене, която трансформира дългоживущите и силно радиотоксични актиниди в краткоживущи и по-малко токсични продукти на делене. Други реакции, като например радиационно залавяне или  $(n,2n)$ , превръщат даден вид актинид в друг вид без да оказват голям ефект върху радиотоксичността. Въпреки това тези реакции са полезни, тъй като трансформират актинидите с малка вероятност за делене в актиниди с висока вероятност за делене. По време на трансмутацията на актинидите се генерира и малко количество енергия, която се освобождава в процеса на делене.

Актинидите, които са определящи за високата радиоактивност на отработеното ядрено гориво и следователно трябва да бъдат подложени на трансмутация, са нептуний, америций и кюриий.

Понеже топлинните неутрони не са толкова ефективни в предизвикването на делене на актинидите, както неутроните с по-високи енергии, конвенционалните леководни реактори не биха могли самостоятелно да бъдат използвани за трансмутацията на актинидите. Реакторите на бързи неутрони много по-ефективно „унищожават“ актинидите, тъй като вероятността за делене е значително по-висока при бързите неутрони, отколкото при топлинните неутрони. Ето защо съоръженията, работещи в спектъра на бързите неутрони, са много по-предпочитани за рециклиране на плутоний и за отстраняване на актинидите, намиращи се в ОЯГ.

Друг важен фактор, който трябва да се вземе под внимание, когато се разглежда трансмутацията на актинидите, е влиянието на зареденото количество актиниди върху стабилността на реактора по време на нормална експлоатация. Например, наличието на актиниди може да доведе до транзиенти (преходни процеси) или локални пикове на неутронния поток в обема на реактора, повлиявайки общата реактивност и стабилност на активната зона.

Фигура 2: Верижна реакция, описваща трансмутацията на нептуний-237



Процесът на трансмутация на даден актинид се представя като верижна реакция (transformation chain), съставена от определен брой „генерации“ ядрени реакции и радиоактивни разпади, която отразява пътя на неговата трансформация. Трансмутацията на актинида е завършена, когато той претърпи реакция на делене. На фигура 2 са илюстрирани първите три стъпки от процеса на трансмутация на  $^{237}\text{Np}$ . При първата стъпка от трансформацията се консумират средно 0,51 неутрона, защото доминираща е реакцията на радиационно залавяне; втората стъпка е радиоактивно разпадане; при третата стъпка се генерират средно 0,9 неутрона, защото доминират реакциите на делене, при които се отделят вторични неутрони.

След втората генерация неутронният баланс е +0,39 и 66% от изходните ядра на нептуния са претърпели трансмутация. Общият неутронен баланс, т.е. неутронният баланс, обхващащ всички генерации, докато всички налични в първоначалния момент ядра са претърпели реакция на делене, е изключително важен параметър, който зависи от спектъра на неутроните, използвани за трансмутацията. Бързите неутрони осигуряват значително по-добър общ неутронен баланс за трансмутацията на актинидите и множество допълнителни (излишни) неутрони, които биха могли да бъдат използвани за други проложения, като например трансмутация на дългоживущите продукти на делене. Общият неутронен баланс при използването на топлинни неутрони не ограничава трансмутацията на типична трансуранова смес, получена в леководен реактор, но поради недостиг на неутрони е невъзможна пълната трансмутация на чисти актиниди.

Като заключение може да се посочи, че от гледна точка на неутронния баланс устройствата, чието основно предназначение е „изгарянето“ на актиниди, трябва да бъдат проектирани като критични или подкритични реактори на бързи неутрони. Всъщност критичните и подкритичните реактори се характеризират с почти еднакъв общ неутронен баланс, като предимството на подкритичната система се състои в по-голямата маневреност при управлението/експлоатацията.

Еквивалентността между процеса на трансмутацията на актинидите и процеса на делене предполага, че скоростта на трансмутация е ограничена от максималната топлинната мощност. Освен това частта от зареденото гориво (РАО), която може да

претърпи трансмутация, няма как да превиши дълбочината на изгаряне. Понеже дълбочината на изгаряне за реактори на бързи неутрони е не повече от 25%, то за да бъде реакторът ефективен по отношение на трансмутацията на актинидите, е необходимо да работи не по отворен цикъл, а да позволява горивото да бъде рециклирано достатъчен брой пъти, така че да се постигне трансмутация на колкото се може по голямо количество актиниди, респ. колкото се може по-малко количество актиниди да останат в РАО, предвидени за окончателно погребване.

**Определяне на стойностите на степента на редуциране на количеството на актинидите и допустимите загуби в цикъла, които трябва да бъдат постигнати:**

- *Степен на редуциране на количеството на актинидите:*

Необходими са няколко стотици хиляди години, за да се понижи радиоактивността на ОЯГ от леководните реактори до естественото ниво на токсичност за леководни реактори (LWR natural toxicity level). Ако количеството на актинидите във ВРАО се понижи стократно, това ниво на токсичност ще бъде достигнато след около 1 000 години, т.е. в рамките на периода, в който контейнерите за ВРАО се предвижда да запазят функциите си за безопасност (т.е. надеждно да изолират РАО от биосферата). При стратегия за трансмутация, включваща бързи реактори, ще бъде необходим дори по-голям коефициент на редуциране на актинидите. Следователно, за такива стратегии като минимална цел може да се постави стократното редуциране на количеството на актинидите във ВРАО.

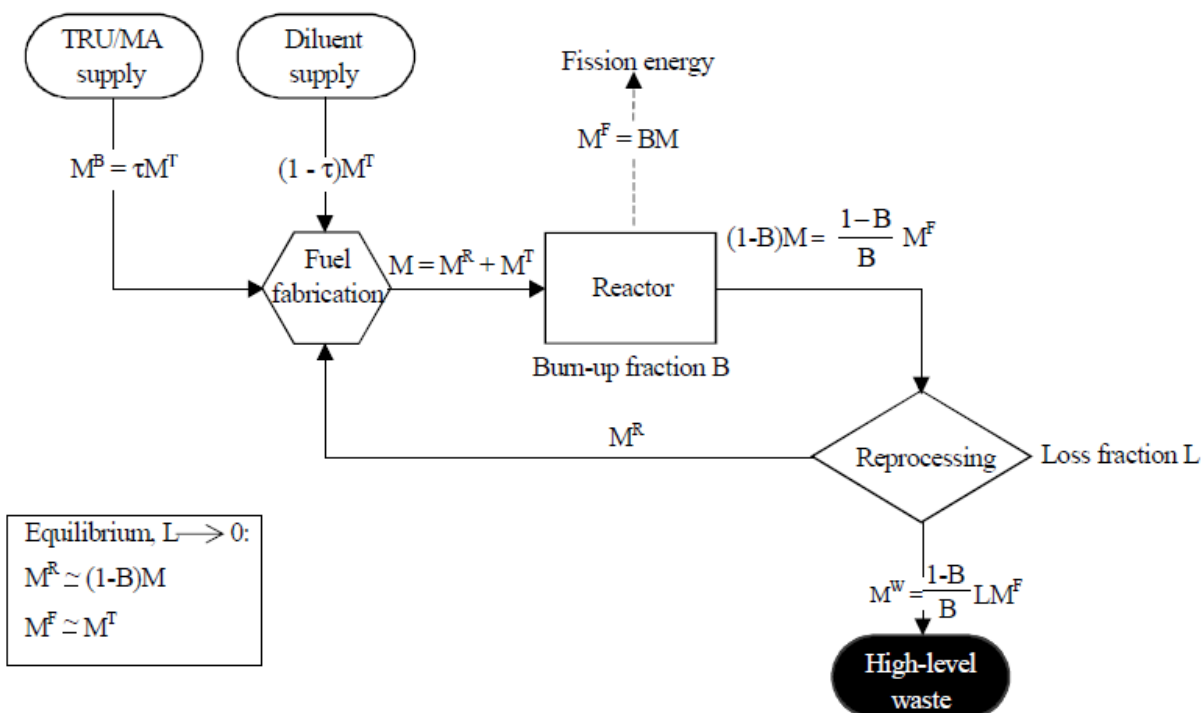
Очевидно е, че такова значително понижаване на количеството на актинидите няма как да бъде постигнато само при еднократно преминаване на горивото (РАО) през активната зона на реактора за трансмутация. Следователно, необходимо е да се осигури многократно рециклиране на горивото. Всъщност, идеалната система за сепарация и трансмутация работи по ЯГЦ, който е напълно затворен за актинидите, което предполага, че само продуктите на делене се извличат от ОЯГ, а всички неизгорели актиниди се връщат обратно в реактора, заедно с ново допълващо гориво, заместващо това което е изгоряло. Ясно е, че такава система трябва да работи в продължение на няколко десетилетия, за да се достигне желаната цел- стократно редуциране на количеството на актинидите.

- *Загуби в процеса на преработка:*

На практика е невъзможно цялото количество актиниди да бъде извлечено от ОЯГ. Малка част от тях остават във ВРАО, предвидени за погребване. За напълно затворената система, илюстрирана на фигура 3, масата на актинидите, които постъпват в хранилището за погребване на ВРАО, е:

$$(1) M^W = \delta \cdot L \cdot M^F,$$

където  $M^F$  е масата на актинидите, които са претърпели реакция на делене (fission);  $L$  е частта от актинидите, загубени по време на преработка и производство на ТОЕ;  $\delta$  е факторът на изгаряне, който може да бъде изразен чрез коефициента  $\beta$ - частта от първоначално зареденото гориво  $M$ , която е изгоряла, като  $(1-\beta)/\beta$ . В стационарни условия (equilibrium conditions) и минимална загуба на актиниди ( $L \rightarrow 0$ ),  $M^F$  е равно на масата на новото допълващо гориво  $M^T$  (top-up fuel), която най-общо се разделя на масата  $M^B$  на трансурановата смес или актинидите, които трябва да бъдат изгорени (подложени на трансмутация), и т.нар. „разредител“, най-често съставен от уран, който позволява да се оптимизират характеристиките на активната зона на съоръжението за изгаряне на актиниди.



Фигура 3: Поток на актинидите във напълно затворен ЯГЦ при стационарно състояние:

Ако частта на актинидите (трансурановата смес) в допълващото гориво се обозначи с  $\tau = M^B / M^T$  и коефициентът (степената) на редуциране на масата на РАО (“waste mass reduction factor”) - с  $R^M = M^B / M^W$ , то за загубите  $L$  (от уравнение 1) се получава изразът:

$$L = \tau / (\delta \cdot R^M),$$

който представя загубите  $L$  като функция на коефициента на редуциране на актинидите. Като се има предвид, че средната дълбочина на изгаряне  $B$ , която може да бъде постигната, е 15%, то за да се постигне желаното редуциране  $R^M = 100$  при добавяно гориво без „разредител” ( $\tau = 1$ ), за загубите се получава  $L = 0,18\%$ .

*Ограничения при проектирането на активната зона на съоръженията за трансмутация:*

На практика при проектирането на активната зона на съоръженията за изгаряне на трансуранови смеси или актиниди, както и при проектирането на коя да е АЗ, възникват някои ограничения, наложени от експлоатационните характеристики и параметрите, отнасящи се до безопасност, като например проява на положителни обратни връзки на реактивността и промяна в броя на закъсняващите неутрони. За съжаление, за бързите реактори с топлоносител натрий заместването на нормалното MOX-гориво с гориво, съдържащо предимно трансуранови елементи или актиниди, има неблагоприятно влияние върху няколко от тези параметра. Този недостатък на конвенционалните бързи реактори е довел до подновяването на интереса не само към ситемите, използващи ускорители на частици (ADS- Accelerator driven systems), но и към различни алтернативни концепции реактори на бързи и топлинни неутрони, които в миналото са били изследвани, но не са били развити до такава степен, че да се комерсиализират. Например, затрудненията с положителния coolant void effect при реакторите с топлоносител натрий могат да бъдат смекчени чрез заместване на натрия с олово или дори елиминирани посредством замяна на течнометалния топлоносител с газ.

За да се гарантира, че критичната активна зона на съоръженията за трансмутация има удовлетворителни експлоатационни характеристики и приемливи параметри, свързани с безопасността, обикновено е необходимо трансурановите елементи или актини (МА-

minor actinides) да бъдат смесени с възпроизвеждащите материали уран или торий. Това смесване обаче, намалява ефективността на системата за трансмутация. Съоръженията, използващи ускорители, не изискват подобно смесване и дават възможност за повишаване на пределите по безопасност. Последната особеност е важна за съоръженията за изгаряне на актиниди (МА), които са трудни за управление като критични системи, защото ефективният дял на закъсняващите неутрони е само половината от този на нормален реактор на бързи неутрони.

*Ефективност на трансмутацията:*

За оценка на общата ефективност на трансмутацията при затворен горивен цикъл, най-подходящият параметър е „ефективността на системата за трансмутация” (“burner effectiveness”), определена като съдържанието на трансуранови елементи или актиниди в допълващото гориво (top-up fuel), с което се подхранва горивният цикъл на съоръжението за трансмутация  $\tau = M^B / M^T$ . Този параметър е пряко обвързан със съотношението между реакторите, доставящи ОЯГ за трансмутация, и съоръженията за трансмутация на това ОЯГ (supplier-to-burner support ratio), което показва колко реактора, доставящи ОЯГ (supplier reactors)- обикновено леководни, могат да бъдат обслужвани от един реактор за трансмутация на ОЯГ.

Важно е да се отбележи, че така дефинираната ефективност не зависи пряко от избора на спектъра на неутроните, типа на горивото и топлоносителя, но е обвързана с по-горе споменатите ограничения на активната зона, свързани с експлоатационните характеристики и параметрите, характеризиращи безопасността. За критичен реактор, изгарящ трансуранови смеси и използващ течнометален топлоносител, коефициентът  $\tau$  е по-малък от 0,5. Възможността за създаването на подкритичен реактор за изгаряне на трансуранови смеси или актиниди с допълващо гориво, не съдържащо уран, т.е. 100% ефективност ( $\tau=1$ ), е може би най-значителното предимство на ADS, което позволява постигането на максимално съотношение между реакторите, доставящи ОЯГ за трансмутация, и съоръженията за трансмутация на това ОЯГ (минимален брой съоръжения, предназначени за трансмутация на ОЯГ), както и максимален коефициент на редуциране на масата на РАО  $R^M = M^B / M^W$  (waste mass reduction factor). Тъй като този коефициент е пропорционален на  $\tau/L$ , то съоръжение за трансмутация на актиниди с по-висока ефективност  $\tau$  позволява даден коефициент на редуциране на масата на РАО да бъде постигнат с по-големи загуби на гориво  $L$ .

#### **Трансмутация на дългоживущите продукти на делене:**

Ако освен актинидите от отработеното ядрено гориво се сепарират и подложат на трансмутация и някои от дългоживущите продукти на делене това би довело до допълнително редуциране на радиоактивността на ВРАО, които след това трябва да бъдат погребани. Най-важните продукти на делене, които са сред основните потенциални източници на радиационна опасност, са технеций (съществуващ единствено като  $^{99}\text{Tc}$ ), йод и цезий.

Процесът на трансмутация на продуктите на делене представлява радиационно залавяне (на един или няколко неутрона), последван от  $\beta$ -разпад до появата на стабилен или краткоживущ нуклид.

На практика осъществяването на трансмутацията на технеций и йод в конвенционалните реактори на топлинни неутрони е трудна задача по няколко причини. Първо, тъй като тези изотопи са едни от основните продукти на делене, тяхното генериране в активната зона е с висока скорост и с течение на времето се натрупват в големи количества, които след това трябва да бъдат извлечени от ОЯГ и подложени на трансмутация. Второ, изискват се големи плътности на неутронния поток, за да се реализира значително намаляване на акумулираните количества технеций и йод, понеже стойностите на ядрените сечения за захват на топлинни



неутрони не са достатъчно големи. Трето, неутронните потоци, които осигуряват конвенционалните леководни реактори, са твърде малки ( $10^{13} \text{ n cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ), за да се постигне желаната степен на трансмутация за приемлив период от време. Следователно, за да се реализира значително редуциране на количеството на натрупаните дългоживущи продукти на делене, са необходими специално предназначени за това реактори с големи стойности на плътността на неутронния поток (топлинни неутрони) или специални системи с ускорител на частици с плътност на неутронния поток от порядъка на  $10^{16} \text{ n cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ .

Сеченията за захват на бързи неутрони за повечето дългоживущи продукти на делене са с няколко порядъка по-малки от тези за топлинни неутрони, което означава, че трансмутацията им в бързи реактори е изключително трудна задача.

Основната опасност при геоложките хранилища за ВАРАО е възможността за освобождаване на относително подвижните продукти на делене. Тъй като натрупаното количество продукти на делене в ОЯГ не се влияе особено от композицията на горивото и спектъра на неутроните, то радиационният риск, който пораждат продуктите на делене (тяхното количество), зависи главно от броя деления, които са протекли в горивото по време на престоя му в активната зона, т.е. от енергията, която е произведена. Спектърът на неутроните, все пак може да повлияе на трансмутацията на ПД в активната зона на реактора, в който се генерират. Това означава, че рискът от продуктите на делене може да бъде смекчен чрез сепарация на най-радиоактивните и дългоживущи продукти на делене от ОЯГ и евентуалната им трансмутация.

Тъй като определяща е реакцията радиационно залавяне, то трансмутацията на продуктите на делене се явява консуматор на неутрони, за разлика от изгарянето на актинидите, при което се отделят вторични неутрони в процеса на делене. Реакторите на бързи неутрони могат да осигурят достатъчно допълнителни неутрони за осъществяването на пълната трансформация на дългоживущите ПД, носещи най-голям радиационен риск, в краткоживущи или стабилни нуклиди.

Трансмутацията на продуктите на делене има смисъл само ако процесът на тяхната трансформация протича с по-голяма скорост от тази на естествения радиационен разпад. Със стойностите на плътността на неутронния поток, които на практика могат да се постигнат, това условие не може да бъде изпълнено за продуктите на делене, които се натрупват в най-големи количества,  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  с периоди на полуразпад от приблизително само 30 години, т.е. тези ПД са неподходящи за трансмутация. Все пак като се има предвид, че радиологичната опасност, която създават тези ПД, изчезва след по-малко от 300 години, те могат да бъдат безопасно изолирани от околната среда само с помощта на инженерни бариери. В много случаи необходимостта от сепарация по изотопи (isotopic separation) и затрудненията при изготвянето на мишената, която трябва да бъде заредена в активната зона на съоръжението за трансмутация, представляват допълнителни трудности.

Продуктите на делене, които са подходящи за трансмутация, представляват само малка част от всички продукти на делене и следователно масата на ВАРАО, която в случая на стратегия с трансмутация на актинидите и затворен горивен цикъл се състои на практика само от ПД, не може значително да бъде редуцирана посредством трансмутацията на продуктите на делене. Все пак комбинираната стратегия за трансмутация на актинидите и продуктите на делене би смекчила лицензионните изисквания за хранилищата за погребване на ВАРАО, тъй като последната бариера-самата устойчива геоложка формация, вече няма да има толкова важна роля за безопасността.

Очаква се трансмутацията на дългоживущите продукти на делене да бъде много скъпа, поради сравнително ниските скорости на протичане на процеса на

трансформация на тези радионуклиди, определена от малките сечения на взаимодействие. Като цяло, трансмутацията на продуктите на делене е теоретично възможна, но на практика е доста сложна задача, чието успешно изпълнение изисква сериозно развитие и усъвършенстване на технологиите. Без предварителна сепарация по изотопи е възможна трансмутацията само на някои дългоживущи продукти на делене като йод и текнеций. Ето защо, може би най-добрият начин за минимизиране на радиационния риск, който създават силно радиоактивните продукти на делене, е те да бъдат сепарирани и изолирани.

#### **Стратегии за въвеждане на усъвършенствания ядрен горивен цикъл:**

Днес усъвършенстваните системи за трансмутация на ОЯГ, работещи с топлинни и особено с бързи неутрони и по затворен ЯГЦ, не са конкурентноспособни спрямо леководните реактори (Light Water Reactors- LWR). Следователно, налице е силна необходимост съоръженията за изгаряне на актиниди (actinide burners-AB) да бъдат експлоатирани в симбиоза с леководните реактори и да се оптимизира тяхната ефективност, за да се постигне високо съотношение между леководните реактори и съоръженията за изгаряне на актинидите. Предложенията за въвеждане на подобна LWR-AB симбиоза се основават на два коренно различни подхода:

- *Еволюционен подход*, при който плутоният и актинидите в ОЯГ от леководните реактори се извличат и рециклират поотделно в различни конвенционални и иновативни типове реактори, използвайки предимно доказани водохимични технологии за преработка (*aqueous reprocessing technology*);
- *Иновативен подход*, при който трансурановите елементи в ОЯГ от леководните реактори се извличат заедно и се въвеждат в затворения ЯГЦ на съоръжения за изгаряне на трансуранови смеси (TRU burners), използващи пирохимическа технология за преработка, която е особено подходяща при работа с гориво с висока активност, какъвто е случаят при многократно рециклиране при затворен ЯГЦ.

Еволюционният подход се характеризира с предимството, че може да бъде въведен в серия от последователни стъпки. По-специално, първата стъпка може да бъде установяването на стратегията за изгаряне на плутония, която по-късно може да бъде надградена до стратегията за трансмутация чрез въвеждането на допълнителни съоръжения, специално проектирани за изгаряне на актиниди. Развитието на стратегията за изгаряне на плутония може да бъде мотивирана от нуждата за редуциране на нарастващите количества сепариран Pu, които се натрупват в някои държави поради отлагането на комерсиализацията на реакторите на бързи неутрони.

Всъщност, плутоният може да бъде управляван ефективно с леководни реактори и с бързи реактори; иновативни реактори и технологии за преработка не са необходими. Рециклирането на Pu под формата на MOX-горива в леководните реактори на практика е много добре усвоено. Все пак трябва да се отбележи, че леководните реактори сами не биха могли да изгарят плутония в дългосрочен план, тъй като натрупването на неделящи се изотопи на Pu при работа в спектъра на топлинните неутрони, ограничава броя на рециклиранията до 2 или 3 най-много; останалият плутоний трябва да бъде погребан или включен в горивния цикъл на реактор на бързи неутрони. От гледна точка на трансмутацията, натрупването на актиниди, особено високо радиоактивният кюрий, е също недостатък на стратегията за рециклиране, използваща топлинни неутрони.

За управлението (трансмутацията) на актинидите са необходими системи, работещи в спектъра на бързите неутрони. Конвенционалните реактори на бързи неутрони могат да изгарят актинидите, които самите те генерират, при затворен горивен цикъл, но са неподходящи за изгаряне на чисти актиниди (pure minor actinides). В сравнение с конвенционалните бързи реактори, работещи с MOX горива, съоръженията

предназначени за изгаряне на актиниди се характеризират с някои значителни недостатъци по отношение на безопасността, дължащи се на повишеният coolant void reactivity effect при охлаждане с разтопени метали; в повечето случаи по-малък Доплеров коефициент на реактивност в горивото (fuel Doppler reactivity coefficient) и значително понижен дял на закъсняващите неутрони,  $\beta_{\text{eff}}$  ( $\beta_{\text{eff}}$  определя пределната стойност на реактивността, до която верижната реакция на делене може да бъде контролирана; при заместване на нормално MOX гориво със актиниди,  $\beta_{\text{eff}}$  е приблизително намален наполовина). Температурният коефициент на реактивност може да бъде смекчен чрез редуциране на размера и оптимизиране на геометрията на активната зона или напълно елиминиран чрез заместване на течнометалния топлоносител с газ. Прилагането на концепцията за ADS при изгарянето на актиниди е добра възможност за компенсиране на недостатъците, свързани с безопасността, произтичащи от малките стойности на коефициента на Доплер и на  $\beta_{\text{eff}}$ , които по друг начин не биха могли да бъдат компенсирани. За да се справят с високата активност на горивото съоръженията, специално проектирани за изгаряне на актиниди, изискват пирохимическа преработка.

Иновативният подход за осъществяване на симбиоза между леководните реактори и съоръженията за изгаряне на актиниди цели съвместно преработване на плутония и актинидите с цел избягване на развитието на технология с висок риск от разпространение на ядрени материали за оръжия. След първоначална сепарация на урана от ОЯГ от леководните реактори, актинидите се рециклират в съоръжения за изгаряне на трансуранови смеси (TRU burners) със затворен горивен цикъл, използващ пирохимическа преработка. Характеристиките на активната зона на подобно съоръжение са в по-малка степен влошени в сравнение със случая на съоръженията, работещи с чисти актиниди, и позволяват съоръженията за изгаряне на трансуранови смеси да бъдат експлоатирани в критично състояние. Все пак ADS, които са подкритични, осигуряват допълнителна гъвкавост при проектирането, което може да бъде използвано, за да се повиши съотношението между леководните реактори и съоръженията за трансмутация. В сравнение с еволюционния подход, иновативният подход изисква по-големи инвестиции в съоръженията за изгаряне на актинидите.

Многократното рециклиране на горивото води до много висока активност и остащо топлоотделяне, което усложнява преработката, манипулирането и изграждането на защитни прегради. За да се смекчат тези проблеми, е предложено да се ограничи многократното рециклиране само до нептуний, а америций и кюрий да бъдат рециклирани в отделни мишени, които след еднократно облъчване в БР се погребват. Предимствата на подобно „хетерогенно“ рециклиране са следните: горивният цикъл е много по-малко радиоактивно замърсен (контаминиран) с актиниди; безопасността на съоръженията за трансмутация не е значително повлияна. Недостатъците се изразяват в ограничената дълбочина на изгаряне на мишените, което позволява да бъде постигнато само умерено понижаване на масата на РАО.

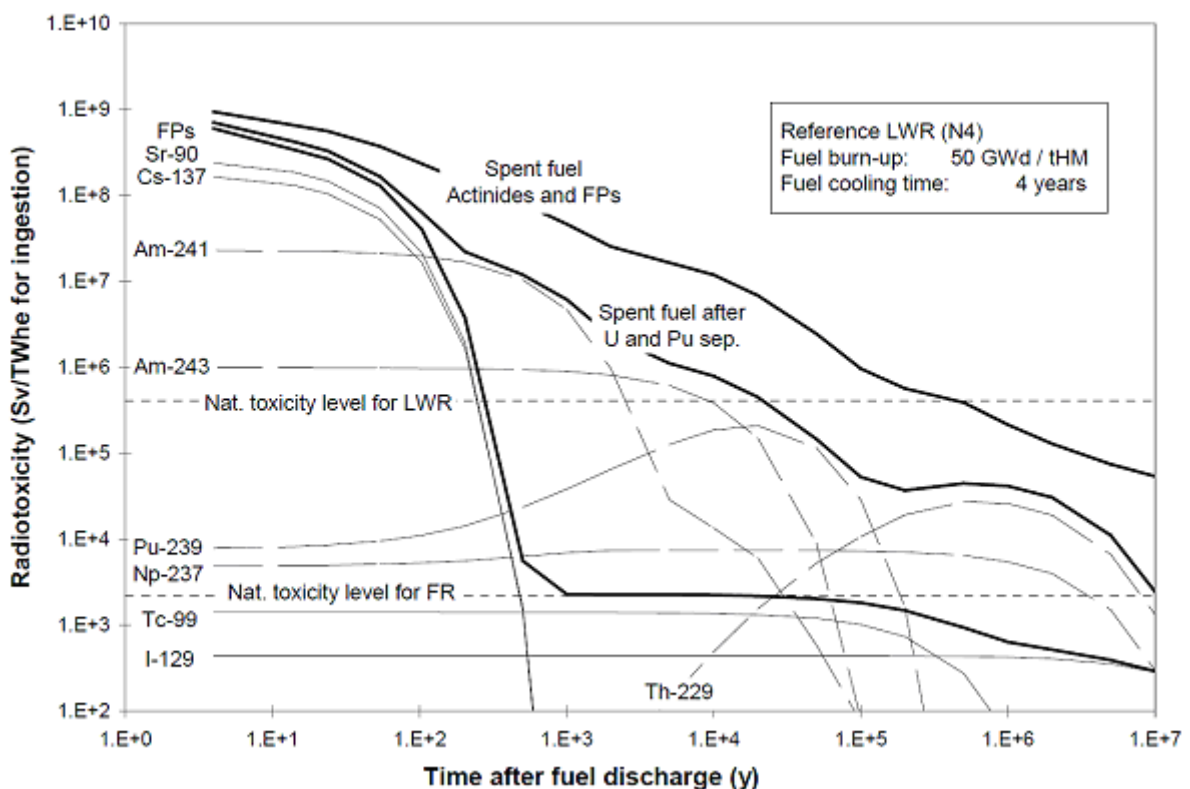
#### **Радиотоксичност и продължителност на радиационния риск от ВАРАО:**

Фигура 4 показва изменението във времето на радиотоксичността на отработено ураново оксидно гориво от леководен реактор със средна дълбочина на изгаряне 50 GWd/tHM. На фигурата тази радиотоксичност е сравнена с радиотоксичността на останалия ВАРАО след 99,9% сепарация на урана и плутония, като се предполага период от 4 години между извеждането на горивото от активната зона и сепарацията, необходим за понижаване на интензивността на остатъчното топлоотделяне; показана е и декомпозиция на тази радиоактивност по нуклидите приносители.

От графиката се вижда, че първоначално радиоактивността е доминирана от краткоживущите продукти на делене, а по-късно от актинидите. Няколко стотици

хиляди години след извеждането от активната зона на реактора радиотоксичността на ОЯГ без сепарация на урана и плутония спада до естественото ниво на токсичност за леководни реактори, т.е. еквивалента на радиотоксичността на природния уран, необходим за производството на топлоотделящите елементи. Извличането на плутония и урана понижава радиоактивността на останалия ВРАО в периода от  $10^3$  до  $10^5$  години с около един порядък, но достигането на естественото ниво на токсичност за леководни реактори отнема все още дълъг период от време - около 20 000 години. Освен това, когато понижаването на радиоактивността на ВРАО се постига с ядрен горивен цикъл, основан на реактори с повишена ефективност в оползотворяването на ресурсите (т.е. с по-малка консумация на природен уран), трябва да се има предвид, че естественото ниво на токсичност намалява пропорционално с консумацията на природен уран. От фигура 4 се вижда, че за стратегия, основана изцяло на реактори на бързи неутрони, естественото ниво на токсичност съответства приблизително на радиотоксичността на дългоживущите продукти на делене.

От гледна точка на радиоактивността, първо трябва да се помисли за сепарация и трансмутация на актинидите, особено америций и нептуний, като се има предвид, че радиотоксичността на продуктите на делене след около  $10^3$  години е с около два порядъка по-ниска от тази на актинидите.



Фигура 4: Изменение на радиотоксичността на ОЯГ във времето

Геоложките хранилища за ВРАО представляват радиологична опасност в продължение на дълъг период от време (*long-term risk*), като доминантните приносители за това са продуктите на делене, които като цяло по-лесно се разпространяват в околната среда в сравнение с актинидите, особено  $^{129}\text{I}$ ,  $^{135}\text{Cs}$ ,  $^{99}\text{Tc}$ . Трансмутацията на актинидите засяга основно радиотоксичността на ВРАО. За да се намали продължителността от време на радиационния риск, се налага и дългоживущите

продукти на делене да се подложат на трансмутация или да се осигури тяхното надеждно изолиране от биосферата.

### **Устройства за трансмутация:**

За да бъде редуцирането на натрупаните количества актиниди ефективно и с приемлива скорост, са необходими специално проектирани за това устройства, които генерират бързи неутрони. Примери за такива устройства са усъвършенстваните течнометалени реактори (*advanced liquid metal reactors*), бързи реактори проектирани за изгаряне на актиниди и устройства, използващи ускорители на частици (*ADS*). Технологиите на бързите реактори е сравнително добре усвоена, докато устройствата, използващи ускорители на частици, са още в етап на проучване и развитие. В момента се разработват програми, основани на ускорители на частици и предназначени за трансмутация на РАО, в следните държави: Франция, Япония, САЩ, и от CERN.

#### ***1. Съоръжения, използващи ускорители на частици за генериране на неутрони (accelerator-driven systems- ADS):***

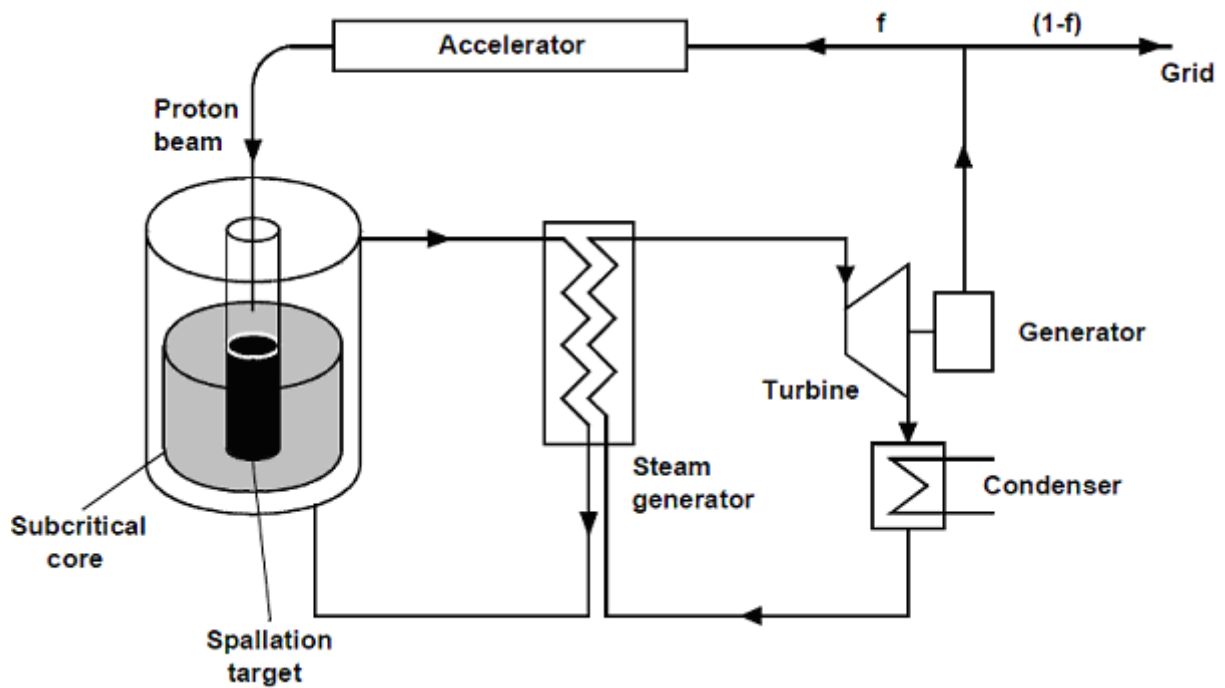
Примерна опростена схема на съоръжение, използващо ускорител на частици, е показана на фигура 5. Основните елементи на това съоръжение са:

1. Мощен ускорител на протони;
2. Мишена, която генерира неутронен поток с голяма плътност в резултат на бомбардирането ѝ с протони с висока енергия;
3. Подкритичен отражател, която огражда мишената и утилизира генерираните в нея интензивен неутронен поток за трансмутацията на актинидите и продуктите на делене;
4. Радиохимичен преработвателен завод.

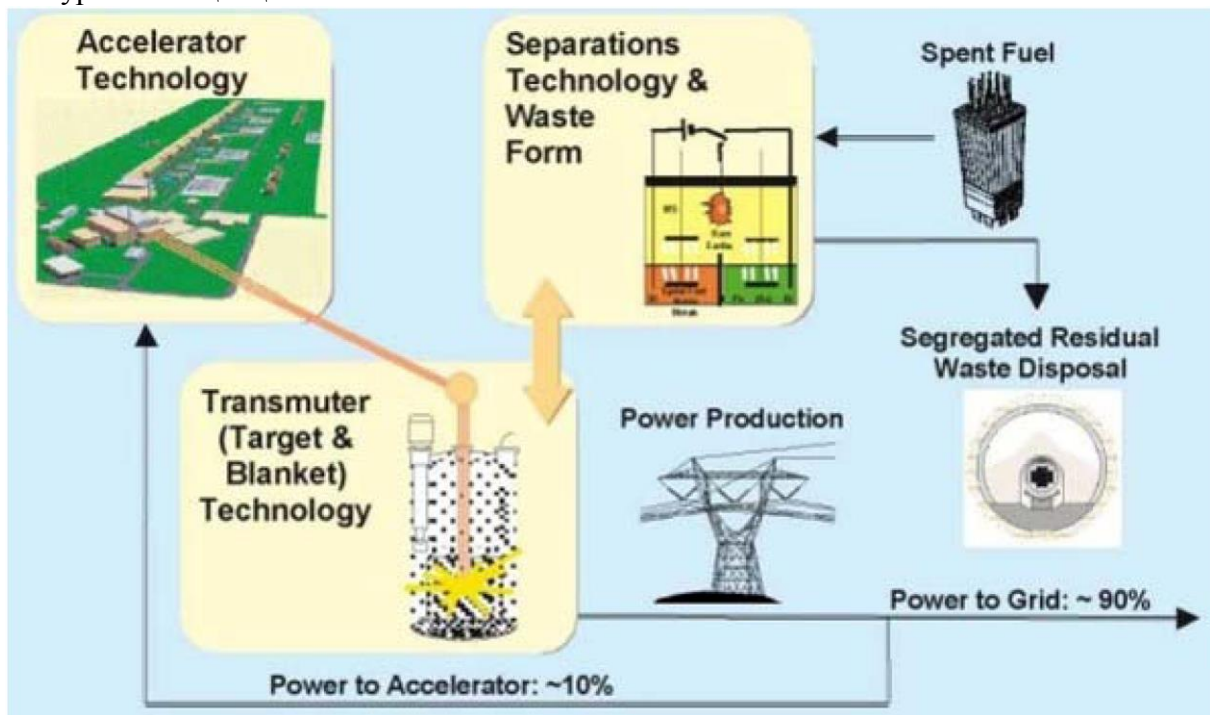
Мишената е разположена в централната част на системата. В нея постъпва сноп от протони с висока енергия (1-2 GeV), които предизвикват реакция, при която се генерират неутрони. Ефективността на мишената най-често се определя като брой неутрони, генерирани от един протон, и е правопрпорционална на атомния номер и на плътността на материала, от който е изработена мишената. Ето защо като мишена могат да бъдат използвани разтопено олово или евтектична смес от олово и бисмут. В мишената се отделят няколко десетки неутрона от един протон, които след това постъпват в подкритичната система, където индуцират ядрени реакции. РАО са заредени в ограждащата подкритична система, където се извършва трансмутацията на радионуклидите, които се съдържат в тях, под действието на интензивния поток от бързи неутрони. По този начин постепенно се „изгарят“ тези радиоактивни изотопи и на тяхно място се появяват стабилни или краткоживущи нуклиди.

Топлината, която се отделя, се използва за генериране на електрическа енергия, като около 10% от тази енергия се използва за задвижване на ускорителя, а останалите 90% се подават към електроенергийната система. Повишената консумация на енергия за собствени нужди в ускорителя намалява нетния к.п.д. на системата.

Фигура 5: Съоръжение за трансмутация на РАО, използващо на ускорител на частици за генериране на неутрони



Фигура 6: Концепцията на ADS



За разлика от бързите реактори, които са с критична активна зона, съоръженията, използващи ускорители на частици, са подкритични, т.е. когато ускорителят е изключен, не се генерират неутрони и не протичат ядрени реакции.

Често пропускаем, но ключов компонент, е химическият преработвателен завод, който подпомага работата на устройството за трансмутация. В този завод се използват различни процеси за сепариране на ОЯГ и получаване на необходимите композиции РАО, които се зареждат в съоръжението за трансмутация. Химическият преработвателен завод също така осигурява многократно рециклиране и

производството на крайните композиции ВАРАО, които са предназначени за окончателно погребване в геоложки хранилища.

Най-важните предимства и недостатъци на ADS в сравнение с критичните реактори са обобщени в таблица 1. Това сравнение засяга не само трансмутацията, но също така и някои други приложения като например използването на ADS като реактор-размножител, развитието на ториевия ядрен горивен цикъл и създаването на ултрабезопасна технология за производство на енергия. Например възможността за подобряване на неутронния баланс (получаване на допълнителни неутрони от процеса на делене (spallation), който протича в мишената), е много по-подходяща за създаването на реактор-размножител, отколкото за трансмутация.

Налице са и някои технически и експлоатационни недостатъци. Например, възможността за удължаване на кампанията на реактора трябва да бъде съобразена с необходимостта от инвестиране в по-мощен ускорител, който да може да се справи с по-ниския коефициент на размножение на неутроните в края на кампанията на реактора.

Важни проблеми при проектирането и избора на подходящи материали се появяват в резултат на инсталирането на мишена в центъра на реактора: мишената е подложена на комплексна деградация, заради комбинацията от термо-механични напрежения, облъчване с частици с висока енергия и, в условията на контакт с течен метал, корозионни процеси, които са много по-силно изразени от тези при нормалните реактори.

Що се отнася до безопасността, най-отличителната черта на ADS е понижената вероятност за поява на реактивностни аварии. Това е особено подходящо за съоръженията, предназначени за изгаряне на актиниди, които като цяло се характеризират с влошаване на тяхната безопасност.

Таблица 1: Предимства и недостатъци на ADS:

Предимства	Недостатъци
<ul style="list-style-type: none"> <li>Възможността за проектиране на активната зона с коефициент на размножение на неутроните по-малък от 1 позволява създаването на нови типове реактори;</li> <li>Това позволява инсталациите за трансмутация да работят с чисти трансуранови смеси или актиниди и следователно да се минимизира делът на специализираните съоръжения за трансмутация;</li> <li>Пропорционалната зависимост между мощността на реактора и тока през ускорителя опростява управлението на реактора;</li> <li>Тъй като няма нужда от осигуряването на допълнителен запас от реактивност, вероятността за реактивностни аварии е значително понижена.</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Мишената и beam window са изложени на комплексното въздействие на необичайно натоварване, корозионни процеси и облъчване;</li> <li>Необходими са компромиси между коефициента на размножение на неутроните и необходимата мощност на ускорителя;</li> <li>Като цяло по-сложнена конструкция на централата;</li> <li>Понижен нетен к.п.д. поради консумираната енергия от ускорителя;</li> <li>Поява на нови типове транзиенти и реактивностни аварии.</li> </ul>

## **2. Реактори на бързи неутрони (fast reactors-FR):**

Историята на бързите реактори е толкова стара, колкото тази на реакторите на топлинни неутрони. През първите 20 години тези две концепции се развиват успоредно. Първият реактор на бързи неутрони е Clementine, Los Alamos (USA) през 1946 г. с мощност 150MW. Първият в света ядрен реактор, който произвежда електричество, е бързият реактор EBR-1 в САЩ през 1951 г.

Мотивацията за изследването и развитието на концепцията за реакторите на бързи неутрони постепенно се е променяла. В началото главната цел на създаването на бързите реактори е производството на нови делящи се изотопи-трансформацията на  $^{238}\text{U}$  в  $^{239}\text{Pu}$  (breeding). Предимствата на подобна технология са очевидни в условия на недостиг на уран и повишаване на цената му, каквито били прогнозите през 70-те. В последствие обаче, уранът останал евтин и в относително изобилие, основно защото скоростта на разрастване на ядрената енергетика била по-ниска, отколкото се очаквало. Постепенно приложението на бързите реактори за изгаряне на излишния плутоний получило голямо значение и днес остава основният обект на изследванията и развитието на тези реактори. Освен това стремежът за оптимизиране на управлението на ВАРАО напоследък все повече стимулира интереса към разширяване на приложението на реакторите на бързи неутрони от изгарянето на Pu към изгарянето (трансмутацията) на всички трансуранови актиниди.

*Горива за реакторите на бързи неутрони:*

От самото начало на развитието на бързите реактори до днес са изпробвани много видове горива: обогатен уран или плутоний в метална, нитридна, оксидна или карбидна форма или смес от уранови и плутониеви оксиди. Заради раздуването на горивото (fuel swelling) при голяма дълбочина на изгаряне и заради лошата съвместимост с обвивката на ТОЕ, чисто металните Pu/U сплави вече не се използват. Днес горивата са основно изградени от керамика, получена чрез синтероване. Най-широко използваното гориво в момента е смес от плутониеви и уранови оксиди  $(\text{U,Pu})\text{O}_2$  със съдържание на Pu до 30% (по-големи концентрации на плутоний създават затруднения при водохимичната преработка). Възпроизвеждащият материал е природен или обеднен уранов оксид. Той се разполага в самата горивна матрица и в специални осови (отгоре и отдолу) и радиални ограждения (blankets) на активната зона.

*Топлоносител:*

Като се имат предвид големите стойности на енергоотделянето в реакторите на бързи неутрони, най-подходящи за топлоносител са разтопени метали, поради големите стойности на специфичния топлинен капацитет и коефициента на топлопроводност. Освен това те практически не забявят бързите неутрони и позволяват понижаване на налягането в реакторния контур, като по този начин се понижава вероятността за аварии свързани със загуба на топлоносител.

Първоначално бил използван живак, който обаче бързо бил заместен с натрий, който е широко разпространен и евтин. Натрият има сравнително ниска температура на топене ( $98^\circ\text{C}$ ) и висока температура на кипене ( $880^\circ\text{C}$ ). Плътноста му в експлоатационния температурен интервал е близка до тази на водата. Натрият има и някои сериозни недостатъци: при температурите, при които се експлоатира, той се възпламенява спонтанно при контакт с въздуха; Na взаимодейства бурно с водата. Днес технологиите за контролиране на тези проблеми са добре усвоени.

Друг нежелан ефект е активацията на натрия ( $^{24}\text{Na}$ ) в активната зона. Това налага въвеждането на втори допълнителен контур, в който циркулира отново натрий, който разделя активирания натрий от работното тяло (вода) от трети контур. Това е свързано с усложняване на топлинната схема и допълнителни инвестиционни и експлоатационни разходи.



Реакторният контур може да бъде и изцяло интегриран в корпуса на реактора, което позволява цялото количество активиран натрий да бъде изолирано в корпуса.

Някои от останалите варианти за топлоносител и техните основни недостатъци са: олово-висока температура на топене (328 °C), което създава опасност от втвърдяване, висока плътност и лоши топлофизични свойства; евтектична смес от олово и бисмут - получава се радиоактивният нуклид  $^{210}\text{Po}$ , който създава радиологична опасност при аварии със загуба на топлоносител; газообразни топлоносители- лоши топлофизични свойства и необходимост от поддържане на високо налягане.

Като цяло от средата на 90-те години до днес се наблюдава забавяне в развитието на реакторите на бързи неутрони в почти всички страни членки на OECD. Освен това през последните години изследването и развитието на системите на бързи неутрони се измества от бързите реактори към концепцията за ADS. Въпреки това редица концепции бързи реактори непрекъснато се изучават и развиват, като например интегралният реактор на бързи неутрони (Integral Fast Reactor- IFR) в САЩ.

#### ***Интегралният реактор на бързи неутрони:***

Интегралният бърз реактор (ИБР) използва гориво, съставено от трикомпонентна сплав от уран, плутоний и цирконий. Тази сплав остава съвместима със стоманената обвивка на ТОЕ, дори при големи дълбочини на изгаряне на горивото. Концепция за ИБР е интегрирана от General Electric в цялостен проект за ядрена електрическа централа, наречена PRISM ( Power Reactor Innovative Small Module), съставена от 9 модулни реактора всеки с принос от 135 Mwe. В последствие проектът на PRISM е модифициран, като мощността на всеки модул е повишена до около 300 MWe (PRISM Mod. B). Всички проекти на ИБР се основават на пълно рециклиране на актинидите с помощта на електрометалургичен преработвателен завод, разположен в границите на площадката на централата.

За десетилетието между 1984 г. и 1994 г. ИБР е в процес на разработване от Министерството на Енергетиката на САЩ. Изследванията и развитието на тази технология се осъществяват в Argonne National Laboratory. Екип, ръководен от General Electric, използва технологията за създаването на проект за специфична ЯЕЦ- Advanced Liquid Metal Reactor (ALMR).

Ядреногоривният цикъл на ИБР се основава на реактори, работещи в спектъра на бързите неутрони, с топлоносител разтопен метал (натрий) и гориво от метална сплав, в съчетание с технология за рециклиране на ОЯГ, използваща електрометалургична сепарация. Към актинидите се добавя допълнително уран и те се връщат отново в реактора, като се осъществява многократно рециклиране, докато цялото количество актиниди претърпят трансмутация. Генерираните продукти на делене се изолират в подходящи за окончателно погребване композиции (waste forms).

Технологията за рециклиране е проектирана така, че да изпълнява две ключови изисквания:

- Да запазва всички трансуранови елементи напълно смесени по време на всички етапи от процеса на рециклиране до постъпването на горивото отново в реактора (от друга страна, не е наложително трансурановата смес която се рециклира да не съдържа продукти на делене, тъй като наличието на актиниди така или иначе прави задължително дистанционното преработване);
- Да се гарантира, че потокът ВАРАО, постъпващ в геоложките хранилища за погребване, на практика не съдържа трансуранови елементи, т.е. в тези хранилища постъпват само продуктите на делене, а трансурановите елементи се връщат в реактора за рециклиране.

Първото изискване е нужно, за да се гарантира, че ЯГЦ на ИБР не създава по-голям риск от отклонение или разпространение на материални за ядрени оръжия в сравнение

с ЯГЦ на конвенционалните леководни реактори. Актинидите с по-голям атомен номер, особено америций и кюриий, които остават смесени с по-тежките изотопите на плутония по време на рециклирането, правят материалът, който се рециклира непривлекателен и непригоден за направата на ядрени оръжия, поради високата му радиоактивност, подобно на ОЯГ от леководен реактор. По този начин се гарантира изпълнението на изискването за неразпространение на ядрени материални за военни цели.

Второто изискване обезпечава, че: 1) всички актиниди са върнати обратно в реактора за пълна трансмутация и енергията, която се отделя при деленето им, се използва за производството на енергия (оползотворяване на ресурсите); 2) РАО, които генерира този ЯГЦ се състоят на практика само от продукти на делене, чиято радиоактивност ще спадне до нивото на радиоактивността на изходната уранова руда, с която започва цикъла, само след 300-500 години. Подобен период от време би бил достатъчно малък, така че предвидените технически и организационни мерки да осигурят надеждна изолация на ВАРАО до момента, в който тяхната радиоактивност е спаднала до безопасни нива.

Горивото за ИБР е метална сплав от 10 wt% цирконий, 15 до 25 wt% рециклирана трансуранова смес, а останалата част е обеднен уран. Концентрацията на цирконий е избрана така, че да се постигне: достатъчно виска температура на топене (1180°C), която позволява температурата на изхода от реактора да се повиши до 600 °C; достатъчно ниска стойност на температурата, след която горивото е в течно състояние, което улеснява отливането (*injection casting*) на горивните таблетки.

Продуктите на делене, които са непригодни за рециклиране са предназначени за окончателно погребване. Целта на проекта на ИБР за многократно рециклиране с цел постигане на пълна консумация на енергията, съдържаща се в урана, с които се захранва ЯГЦ, водеща до генерирането на ВАРАОи, които на практика не съдържат трансуранови елементи, е мотивирана не само от стремежа за максимална утилизация на ресурса, но и от желанието да се минимизират радиологичните рискове от РАО от ЯГЦ на ИБР.

Електрометалургичната технология за рециклиране е проектирана така, че по-малко от една хилядна от рециклираната трансуранова смес да остава в потока ВАРАОи, постъпващи в геоложкото хранилище. Отсъствието на актиниди във РАО напълно елиминира рисковете (*long- and short-term risks*) от разпространение на ядрени материали или възникване на критична маса в хранилищата. Опасността, която създават дългоживущите продукти на делене е най-общо казано сравнима с опасността от радиоактивността, която е премахната от земята с рудата, която е дибита за изработването на горивото, с което се захранва ЯГЦ.

#### **Заключение:**

Устойчивото развитие на ядрената енергетика изисква ядреногоривният цикъл на бъдещата ядрена енергийна система да бъде затворен не само за плутония, но и за актинидите, за да се постигне производство на ядрена енергия с ограничена консумация на природни ресурси и с минимално количество генерирани дългоживущи ВАРАО. Необходимо е също така гарантирането на безопасността (основен приоритет) и рентабилността на произвежданата енергия. Първите две изисквания: максимално оползотворяване на ресурсите и минимално количество ВАРАО, могат да бъдат постигнати чрез въвеждането на ядрена енергийна система, основана на реакторите на бързи неутрони. Подобна масова замяна на конвенционалните леководни реактори с бързи реактори, работещи по напълно затворен горивен цикъл (който е определящ за постигането на споменатите две изисквания), в настоящия момент е нереалистичен сценарий.

Като се вземат предвид затрудненията с въвеждането на геоложките хранилища за окончателно погребване на РАО и притесненията и негативното отношение на обществото към РАО, най-вероятната стратегия за развитие на ядрената енергетика е сепарацията и трансмутацията на ОЯГ- стратегия, чрез която може да се изпълни изискването за генериране на минимално количество РАО, чрез което се улеснява изграждането на геоложки хранилища и надеждното изолиране на РАО от биосферата, т.е. създава се минимален риск от радиационно замърсяване на околната среда.

Целта на стратегията за сепарация и трансмутация на ОЯГ е максимално редуциране на масата, обема, остатъчното топлоотделяне, активността на РАО, респ. периодът от времето, за което РАО трябва да бъдат изолирани от биосферата. Това води до значително смекчаване на изискванията, предявявани към хранилищата. За постигането на тези цели е заложително многократно рециклиране, респ. затворен ЯГЦ.

Въвеждането на стратегията за трансмутация може да е първата стъпка към постигането на устойчива ядрена енергийна система, която по-късно да бъде доразвита с цел постигането на изискването за максимална утилизация на природните ресурси.

Използвана литература:

1. OECD NEA, Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles (2002);
2. Nuclear Waste Management and the Nuclear Fuel Cycle, Patricia. A. Baisden, Gregory R. Choppin;
3. Smarter Use of Fast-neutron Reactors, by William H. Hannum, Gerald E. Marsh and George S. Stanford;