

# Методи за рециклиране на отработено ядрено гориво

---

Изготвил: инж. Ивайло Найденов, 041310020

## 1. Въведение

Към януари 2013 г по данни от системата PRIS, поддържана от Международната агенция по атомна енергия (МААЕ), в 30 страни в света работят 431 ядрени енергийни реактора с обща инсталирана електрическа мощност от 367 322 MW.

Според статистиката, водена от Международната агенция по енергетика към Организацията за икономическо сътрудничество и развитие, през 2010 г. ядрената енергия е съставяла 10,2 % от произведената първична енергия в световен мащаб (541,11 Mtoe) и 12,9% от световното производство на електрическа енергия (2 764,6 TWh).<sup>1</sup> Ако разделим това електропроизводство на инсталираната мощност се получава средна използваемост за световния ядреноенергиен парк от 7 526,36 часа годишно (използваемост на електрическата мощност 85,92%). За България тази стойност е дори по-висока. През 2011 г, използваемостта на инсталираната мощност на АЕЦ Козлодуй е 93,12%

Типът<sup>2</sup> на работещите в света ядрени енергийни реактори към 31 декември 2011 г., по данни на МААЕ е както следва:

Табл. 1.

Тип реактор	Брой	Електрическа мощност, MW
Леководни реактори с вода под налягане (PWR)	270	248 364
Леководни кипящи реактори (BWR)	84	77 726
Газоохладяеми реактори (MAGNOX) <sup>3</sup>	17	8 762
Реактори с тежка вода под налягане (PHWR)	47	23 140
Леководни графитови реактори (РБМК) <sup>4</sup>	15	10 219
Реактори-размножители на бързи неутрони (FBR)	2	580

Големият ядреноенергиен парк обуславя големи количества отработено гориво.

Количествата продукти на делене, които се получават от най-разпространените ядрени реактори за една година при отворен ядрен горивен цикъл, КПД 32,6% и използваемост на инсталираната мощност 85% са показани в табл. 2. Горивото е UO<sub>2</sub>. Реакторите със забавител тежка вода работят с природен уран, за РБМК е прието обогатяване 2,05%, за PWR и BWR – 3,968%, а за ВВЕР – 3,685%. Постигнатите дълбочини на изгаряне са както следва: PWR и BWR – 45 000 MWd/t, PHWR – 7 000 MWd/t, РБМК – 15 000 MWd/t, ВВЕР – 40 000 MWd/t. Всички реактори са с електрическа мощност 1000 MW. Изчисленията са извършени с онлайн инструмента NRCSS Equilibrium Core Annual Material Flow Calculation на МААЕ. Приетите изходни стойности са средните за съответния тип реактор.

<sup>1</sup> [Key World Energy Statistics 2012, IEA](#)

<sup>2</sup> [Nuclear Power Reactors in the World 2012, IAEA](#)

<sup>3</sup> Работят само във Великобритания

<sup>4</sup> Работят само в Русия

Табл 2.

<b>Съдържание на горивото, тонове</b>										
	<b>PWR</b>		<b>BWR</b>		<b>PHWR</b>		<b>РБМК</b>		<b>ВВЕР</b>	
<b>Изотоп</b>	<b>Свежо гориво</b>	<b>Отработено гориво</b>	<b>Свежо гориво</b>	<b>Отработено гориво</b>	<b>Свежо гориво</b>	<b>Отработено гориво</b>	<b>Свежо гориво</b>	<b>Отработено гориво</b>	<b>Свежо гориво</b>	<b>Отработено гориво</b>
<b>U235</b>	0.839177	0.141172	0.839177	0.129982	0.966642	0.322910	1.300639	0.452582	0.876742	0.232123
<b>U236</b>	0.000000	0.110102	0.000000	0.110756	0.000000	0.096684	0.000000	0.133115	0.000000	0.107850
<b>U238</b>	20.309426	19.681061	20.309426	19.697621	134.988660	134.028692	62.145169	61.606567	22.915436	22.177277
<b>Np237</b>	0.000000	0.014515	0.000000	0.014820	0.000000	0.003528	0.000000	0.004826	0.000000	0.012390
<b>Pu238</b>	0.000000	0.005207	0.000000	0.005680	0.000000	0.000442	0.000000	0.000733	0.000000	0.004352
<b>Pu239</b>	0.000000	0.108183	0.000000	0.102704	0.000000	0.361392	0.000000	0.158766	0.000000	0.156181
<b>Pu240</b>	0.000000	0.055828	0.000000	0.054077	0.000000	0.130111	0.000000	0.081379	0.000000	0.047959
<b>Pu241</b>	0.000000	0.031977	0.000000	0.031058	0.000000	0.024658	0.000000	0.020356	0.000000	0.049525
<b>Pu242</b>	0.000000	0.013887	0.000000	0.014449	0.000000	0.005344	0.000000	0.005231	0.000000	0.017008
<b>Am241</b>	0.000000	0.001009	0.000000	0.001440	0.000000	0.000180	0.000000	0.000617	0.000000	0.001297

<b>Am242m</b>	0.000000	0.000023	0.000000	0.000014	0.000000	0.000002	0.000000	0.000033	0.000000	0.000019
<b>Am243</b>	0.000000	0.003144	0.000000	0.003366	0.000000	0.000167	0.000000	0.000288	0.000000	0.003554
<b>Cm242</b>	0.000000	0.000382	0.000000	0.000423	0.000000	0.000063	0.000000	0.000108	0.000000	0.000463
<b>Cm244</b>	0.000000	0.001048	0.000000	0.001144	0.000000	0.000014	0.000000	0.000022	0.000000	0.001142
<b>Общо тежък метал</b>	21.148603	20.167539	21.148603	20.167533	135.955302	134.974187	63.445808	62.464623	23.792178	22.811139
<b>Общо продукти на делене</b>	-	0.981063	-	0.981070	-	0.981115	-	0.981185	-	0.981039

## 2. Характеристики на отработеното ядрено гориво

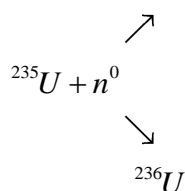
Един от основните проблеми, стоящи пред ядрената енергетика е увеличаващото се количество отработено ядрено гориво. В нито една страна по света няма изградено геоложко хранилище за постоянно съхранение на ОЯГ. Дългосрочната радиоактивност на ОЯГ ( $T_{1/2}$  на  $^{239}\text{Pu}$  е 24 100 години, а на  $^{241}\text{Am}$  – 432,2 години) поставя високи изисквания пред геоложките хранилища – да не се нуждаят от поддръжка, да осигурят изолация от околната среда и човешка намеса в продължение на хиляди години и др. В резултат се появяват изисквания за по-ефективно управление на ОЯГ и РАО. Справянето с проблемите в задния край на ядрения горивен цикъл се смята за изключително важно, за да се гарантира дългосрочното развитие на ядрената енергетика.

Типичен леководен реактор (LWR) с електрическа мощност 1000 MW произвежда около 20-30 t ОЯГ годишно. Основата на притесненията за околната среда се крие в това дали вредните компоненти могат да бъдат изолирани от биосферата за поне няколко десетки хиляди години. По-голямата част от масата на ОЯГ (обикновено над 98,5%) от промишлени LWR е уран и краткоживущи продукти на делене, които не представляват радиологична заплаха. Около 0,4 тегловни процента от ОЯГ са дългоживущи продукти на делене – цезий, стронций, технеций и йод. Значителни притеснения поставят около 1 тегловен процент от ОЯГ – изотопите на плутония и низшите актиниди. Основните причини за това са дългосрочната радиотоксичност, проблеми, свързани с остатъчното топлоотделяне, както и рискове, свързани с неразпространението на ядрени материали.

## 3. Формиране на продукти на делене

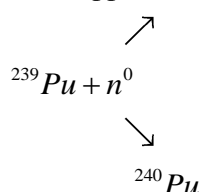
В резултат на процесите на делене се получават вторични ядра, наречени *фрагменти на делене*. При по-нататъшното разпадане на тези фрагменти се получават нови изотопи, които са от 180 до 200. При използване на ураново гориво, основните процеси, определящи промяната на изотопния състав са следните:

- **Поглъщане на неутрон в  $^{235}\text{U}$**   
*фрагменти на делене*

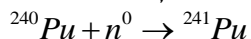


- **Поглъщане на неутрон в  $^{238}\text{U}$**   
 $^{238}\text{U} + n^0 \rightarrow ^{239}\text{U} \xrightarrow{-\beta} ^{239}\text{Np} \xrightarrow{-\beta} ^{239}\text{Pu}$

- **Поглъщане на неутрон в  $^{239}\text{Pu}$**   
*фрагменти на делене*

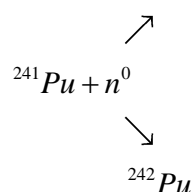


- **Поглъщане на неутрон в  $^{240}\text{Pu}$**

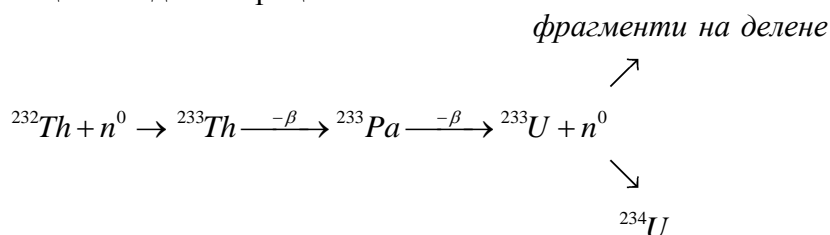


- **Поглъщане на неутрон в  $^{241}\text{Pu}$**

фрагменти на делене



Ако в реактора като възпроизвеждащ материал се използва  $^{232}\text{Th}$ , трябва да се отчетат още и следните процеси:



Освен плутоний, в горивото се натрупват и продукти на делене (шлаки), които са в количество  $\alpha$ , kg/tU. Те притежават висока активност, която намалява много бавно, тъй като периодът на полуразпад на някои изотопи от фрагментите на делене е стотици години. Общото количество шлаки е:

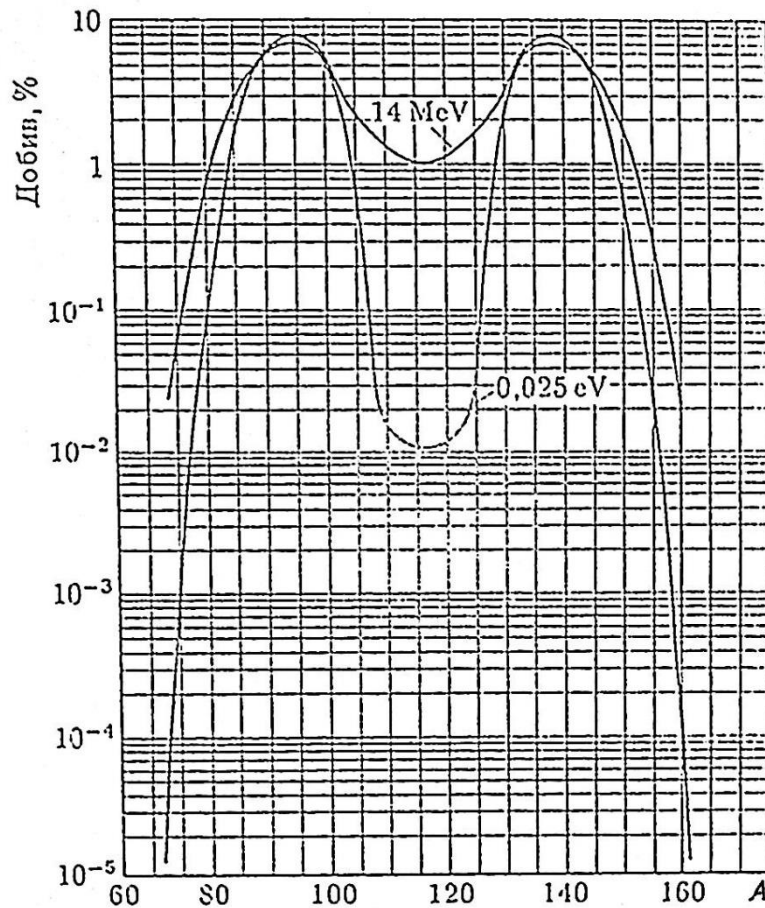
$$(1) \quad G_\alpha = \alpha \cdot G_x = k \cdot \frac{W_{bp}}{\eta_{op}}$$

където с  $\alpha$  е означена дълбочината на изгаряне на ядреното гориво, а  $k$  е коефициент на пропорционалност.

Шлаките подлежат на химическо отделяне от регенерираното гориво, концентриране, пакетиране и последващо погребване. В някои случаи, част от тях могат да бъдат използвани за други производства и технологии. Погребването на шлаките е особен тип производство в системата от предприятия на горивния цикъл.

Според състоянието и въздействието, което оказват върху горивната матрица, продуктите на делене могат да бъдат разделени на пет групи:

- Газообразни и летливи продукти: Kr, Xe, Br, I, Rb, Cd, Sb, Cs;
- Продукти, отделящи се в горивната таблетка под формата на метални съединения: Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ag, Cd, In, Sn, Sb, Te;
- Продукти, отделящи се във вид на оксидни фази: Rb, Cs, Ba, Zr, Sr, Nb, Mo, Te;
- Продукти, разтворими в горивната матрица: Sr, Zr, Nb;
- Редки елементи: Yb, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu.



Фиг. 1. Добив на продукти на делене според масовите им числа

За да бъде изразходван изцяло делящия се изотоп, ядреният реактор трябва да работи безкрайно дълго време. Обаче времето на престой на горивото в реактора е ограничено от радиационните влияния върху материалите. Следователно, ОЯГ съдържа значително количество делящ се изотоп. За да се оцени използваемостта на ядреното гориво се използва понятието *дълбочина на изгаряне*, което представлява един от най-важните икономически показатели на ЯЕЦ.

Дълбочината на изгаряне може да бъде изразена в проценти спрямо началната концентрация на делящия се изотоп:

$$(2) \quad a = \frac{\Delta N}{N^0} \cdot 100, \%$$

където  $\Delta N$  е броя на изразходваните ядра в  $1 \text{ cm}^3$  от горивото за времето на работа на реактора  $t$ ,  $N^0$  - началната концентрация на делящия се изотоп.

Така определената дълбочина на изгаряне не може да се измери, а се получава чрез пресмятане на изменението на изотопния състав на ядреното гориво.

Друг начин да се дефинира дълбочината на изгаряне е като отношение на енергията, получена за времето на работа на реактора, отнесена към единица маса на горивото в реактора:

$$(3) \quad a = \frac{Q_m \cdot t}{m_2}, \text{ MWd/kg}$$

където  $Q_m$  е топлинната мощност на реактора, MW,  $t$  – времето на работа в денонощия и  $m_g$  - масата на горивото в kg.

За да се оцени каква част се връща обратно в горивния цикъл и се използва отново се въвежда понятието **коэффициент на връщане на горивото в цикъла (КВЦ)**. Смисълът на този коэффициент е да се даде оценка за реалното количество ОЯГ, което се връща обратно в ядрения горивен цикъл. Той представлява *отношението на количеството на горивото, връщано в реактора след химическата преработка, спрямо първоначално зарежданото в ядрения реактор количество гориво, приведени към еднакво обогатяване по  $^{235}\text{U} - x_n$ .*

$$(4) \quad \text{КВЦ} = \frac{G_x^{gp}}{G_x}$$

Загубите на уран в реактора са следствие от получаването на продукти на делене, характеризиращи се с  $\alpha$  и натрупването на плутоний -  $z$ . Връзката между тях се тава от коэффициента на натрупване на плутоний  $K_H$ :

$$(5) \quad K_H = \frac{z}{\alpha}$$

КВЦ зависи главно от изменението на дълбочината на изгаряне  $\alpha$ . Изгарянето на урана в реакторите на топлинни неутрони със слабообогатен уран е в интервала  $20 \leq \alpha \leq 40 \text{ kg}/tU$ . За различните видове реактори КВЦ е в рамките на 0,2 – 0,5 %. От стойността на КВЦ зависи производството на уранодобивните предприятия, производството на  $\text{UF}_6$  и мощностите на разделителните заводи.

#### 4. Смесени оксидни горива (MOX) и тяхното приложение.

Сега използваният начин за рециклиране на отработеното гориво е отделяне на плутония и връщането му в цикъла под формата на смесено уран-плутониево гориво. Изследванията за смесено уран – плутониево оксидно гориво (MOX) за леководни реактори започват през 50те години из XX век, а приложението на смесеното гориво в леководни реактори добива индустриален мащаб през 80те. Първото зареждане на смесено оксидно гориво в леководен реактор става в Германия през 1966. Първоначално смесените горива били предназначени за горивни цикли в реактори на бързи неутрони, но забавянето на темповете на развитие на реакторите на бързи неутрони, смесените горива започнали да се използват в леководни реактори за да се намалят обема и остатъчното топлоотделяне на високоактивните отпадъци. Използването на MOX в леководните реактори ограничава натрупването на плутония, отделене при преработката на отработено ядрено гориво и така намалява риска от разпространение.

Обикновено около 30% от активната зона на леководен реактор се зарежда с касети със смесено гориво. Използването на MOX в реактори на топлинни неутрони повишава два пъти използването на урана.

Основните компании, които разработват и доставят смесено оксидно гориво са British Nuclear Fuels Ltd. и Areva NP. Общият световен производствен капацитет за смесени оксидни горива за леководни реактори е около 500 тона тежък метал годишно. Производствените съоръжения се намират във Франция (около 40% от световния капацитет), Великобритания (25%), Япония (28%) и Белгия (7%). Съоръжения за



местно снабдяване за кипящи реактори съществуват и в Индия. В Русия рециклирането на плутония се извършва главно като горива за реактори-размножители на бързи неутрони, но има концептуални проучвания за възможността за въвеждане на MOX в реактори ВВЕР, особено с конверсия на оръжеен плутоний.

В САЩ имало 5 пилотни производствени инсталации до 1976 затворени поради правителственото решение да се спре преработката на плутония от отработеното гориво на леководните реактори, но има вероятност за преразглеждане на решението. В Германия съществувала комерсиална инсталация от 1972 до 1991, затворена също по политически причини. Смесено оксидно гориво се използва в леководни реактори в Белгия, Франция, Германия, Индия, Япония и Швейцария.

Експлоатационният опит е показал, че смесеното оксидно гориво е еквивалентно на горивото от уранов диоксид, постига се сходна дълбочина на изгаряне и не се наблюдават аварии, които да са специфични за смесено гориво. Перспективите са за постигане на по-големи дълбочини на изгаряне и зареждане на леководни реактори със 100% MOX.

Топлопроводността на смесеното оксидно гориво  $(U, Pu)O_2$ , се отличава незначително от топлопроводността на  $UO_2$ . Тя намалява с увеличаването на плутония при композиции, съдържащи над 30%  $PuO_2$ . Минималната топлопроводност на системата  $UO_2 - PuO_2$  се наблюдава при съдържание на  $PuO_2$  приблизително 70%

Както и при  $UO_2$ , смесените горива претърпяват значителни изменения, когато са подложени на облъчване. Тези изменения се отнасят най-вече за топлофизичните свойства на горивото. Ниската топлопроводност на горивото води до възникване на високи температурни градиенти в радиално направление при цилиндрични ТОЕ. Дори при малки диаметри (около 5 mm при реакторите на бързи неутрони) в центъра на горивната таблетка се получават температури надхвърлящи 2000 °C, а температурните градиенти са от порядъка на 1000 °C/mm. Високите градиенти способстват за промяната на структурата на горивото и преразпределяне на компонентите му.

Промяната в структурата на горивото се съпровожда с повишаване на плътността му, повишаване на топлопроводността, изменение на температурния профил в радиално направление и намаляване на максималната температура в горивото. С повишаване на концентрацията на  $PuO_2$  в смесеното оксидно гориво, промяната на структурата под въздействие на облъчването става по-интензивна и в резултат се намалява температурата в центъра на таблетката.

Смесеното оксидно уран-плутониево гориво се явява продукт на затворения горивен цикъл и начин за връщане в цикъла на преработения плутоний от ОЯГ. Под формата на MOX може да се преработи и военният плутоний, останал от ядреното разоръжаване. Използването на плутония в енергетиката позволява да се сложи бариера пред разпространението на ядрените материали за нецивилни цели.

В някои страни като Франция, Германия, Великобритания, Белгия и Япония вече е натрупан около 20-годишен опит в използването на смесени оксидни горива. Понастоящем в 33 реактора във Франция, Германия, Белгия и Швейцария се използва MOX – гориво със зареждане в активната зона до 30%. При това не трябва да се изменят условията за експлоатация на реактора. Достигнатата дълбочина на изгаряне е 50 MWd/kg, като се правят стъпки за повишаването и до 65 – 70 MWd/kg.

От гледна точка на дългосрочни стратегически прогнози за развитието на ядрената енергетика, плутоният представлява значим ресурс с голям енергиен потенциал. Производството на MOX от плутоний се явява алтернатива на отворения горивен цикъл, при който отработеното ядрено гориво се съхранява дългосрочно в постоянни хранилища.

Френският Комисариат за атомна енергия (Commissariat à l'Énergie Atomique) разработва изследователска програма за проектирането на усъвършенствани горивни касети, способни да стабилизират цялото плутониево съдържание чрез многократна циркулация в обикновени PWR. Предложената конструкция на усъвършенствана плутониева касета (Advanced Plutonium Assembly - APA) включва множество плутониеви ТОЕ, състоящи се от тънки кръгове плутоний, наденати на инертна опора, охлаждаема от всички страни. Инертната матрица за APA е смесено оксидно гориво (Pu,Ce)O<sub>2</sub>, със съдържание 27% плутоний и 73% церий. Дългосрочните изследвания включват преработката на усъвършенстваните горива за реактори с вода под налягане за извличане на плутоний, подлежащ на многократно рециклиране, отделяне на дългоживущите радионуклиди и трансмутацията им за снижаване на радиотоксичността на РАО.

В САЩ се работи по две направления за управление на отпадния плутоний – обезвреждане на плутония и окончателното му погребване (диктувано и от съображения за неразпространение на ядрени материали) и преработката му в смесено оксидно гориво и използването му в енергийни реактори. Тази стратегия е обусловена от няколко фактора:

- Резервиране в случай, че една от технологиите се окаже неприемлива;
- Липса на консенсус кой е по-подходящият подход;
- Стойността на работите по всички направления несъществено се отличава от разходите, направени само при развитието на едно от тях.

По отношение на преработката на плутоний американското Министерство на енергетиката (Department of Energy – DOE) разработва програма за изготвянето на смесено гориво, базирана на опита, натрупан от Франция и Белгия. Първоначално DOE възнамерявало да преработва под формата на MOX 33 t Pu в 6 реактора, но после намалило това количество на 25 t. Процесът използва тристепенна схема на използване на плутония в периода 2007 – 2022. Дълбочината на изгаряне на горивото не превишава 50 MWd/t в най-натоварените топлоотделящи елементи, като средното ниво е за една горивна касета 45 MWd/t. Концентрацията на оръжейния плутоний в смесеното гориво е между 4,07 и 4,37%, като делът му в активната зона не превишава 40% и не съдържа изгарящи поглътители.

На първия етап на изготвяне на MOX се изучават ключовите фактори, които влияят върху надеждността на горивото. На втория етап се планира постепенно зареждане на касети със смесено гориво в реакторите. Схемата на зареждане в парвоъгълна активна зона предполага три подзони с различни тегловни отношения на плутония към общата маса на горивото. Касетите с относително високо съотношение се зареждат в центъра, тези със средно – в периферията, а тези с ниско – в ъглите. Планира се пълно зареждане на активната зона с MOX – гориво да се осъществи през 2020.,

В Русия в хода на ядреното разоръжаване се освобождават големи количества оръжеен плутоний като съществува концепция за използването на този плутоний в затворен горивен цикъл. За целта трябва да се преодолеят следните проблеми:

- Създаване на производство на ядрено гориво на базата на оръжеен плутоний. Най-подходящ подход се оказва производството на смесено уран-плутониево гориво. Производството включва и етапа на конверсия на оръжейния метален плутоний от разглобените детайли и възли на ядрените боеприпаси в PuO<sub>2</sub> с необходимите качества и изготвяне на топлоотделящи елементи от PuO<sub>2</sub> и обеднен уран.
- Модернизация на руските ЯЕЦ за работа с MOX – гориво.

- Последващо контролирано съхранение на облъченото смесено гориво, съдържащо значително количество плутоний, който след облъчване губи оръжейните си качества.

Важна в това отношение е френско – руската програма АИДА – МОХ. Тя имала следните цели:

- Изследване на стратегии за използване на оръжейния плутоний в ядрената енергетика;
- Създаване на разчети за използване на плутония в реактори тип БН – 600/800 и ВВЕР – 1000;
- Изследване и избор на технология за конверсия на плутония в оксидна форма и последващото производство на смесено гориво;
- Концептуално тестване в опитна установка на процеса на конверсия и производство на горивото;
- Оценка на средно- и дългосрочните перспективи за използването на плутония и намирането на оптималния реактор за това;

Изборът на МОХ – горива като вариант за оползотворяването на оръжейния плутоний е продиктуван от следните съображения:

- Счита се, че оръжейният плутоний, в който са вложени огромни държавни средства и който се явява висококонцентриран енергоносител трябва да се използва в ядрената енергетика с максимална ефективност, т.е да бъде приведен във форма на ядрено гориво, подходящо за използване в ЯЕЦ;
- Превръщането на оръжейния плутоний в МОХ – гориво ефективно решава проблема с неразпространението, тъй като плутоният губи оръжейните си качества, а и част от него се изгаря в ядрения реактор;
- Производството на смесено оксидно гориво по принцип е ресурсоспестяваща и екологично безопасна технология. За разлика от други варианти за използване на оръжейния плутоний, икономиката на това производство се основава на достоверни технико – икономически анализи.
- В Германия и Франция през последните десетилетия е натрупан значителен практически опит в производството на смесено гориво от плутоний от отработено ядрено гориво, като това гориво се използва в индустриални мащаби в ядрени енергийни реактори.

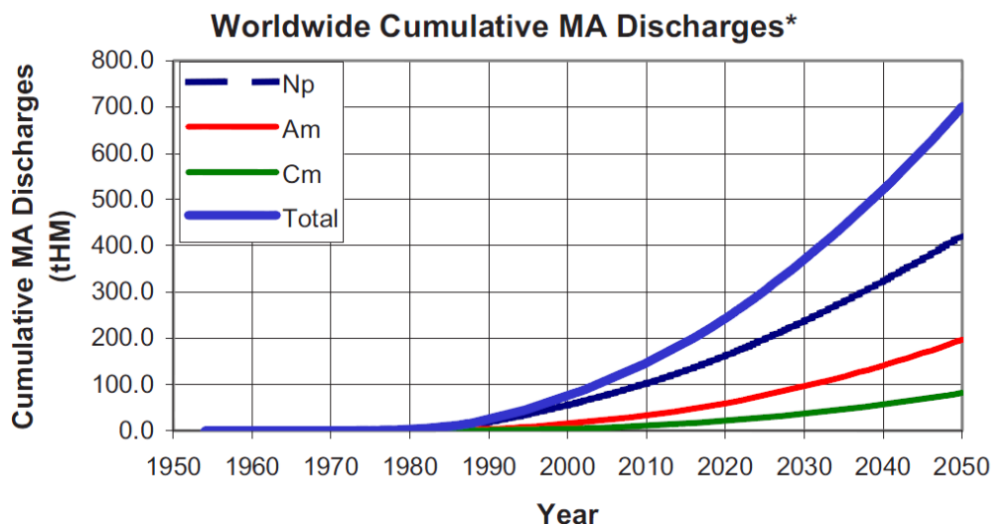
Изводите от френско – руското изследване са, че:

1. Използването до 30% на смесено гориво е технически възможно в реактори ВВЕР – 1000 след осъществяването на някои модификации, сходни с тези, извършени от компанията *Électricité de France* на нейния реактор PWR – 900 в началото на рециклирането на плутония в МОХ във Франция. Този подход може да осигури използването на 270 kg оръжеен плутоний годишно за един реактор ВВЕР – 1000.
2. Използването на 100% смесено гориво в реактор на бързи неутрони БН – 600 без зона на възпроизводство е най-многообещаващият вариант, който би могъл да бъде осъществен в разумни срокове, дори и да съществува нужда от допълнителни анализи на безопасността. В краткосрочен план, въвеждането на хибридна активна зона (с частично зареждане с МОХ) ще позволи използването на до 240 kg оръжеен плутоний годишно.

3. Руските и френските експерти определят базовата технология за превръщане на оръжеен плутоний в МОХ. Методът представлява мокър способ с разтваряне на металния плутоний, почистването му и превръщането му в оксид, подходящ за производство на смесено оксидно гориво.
4. Производствената мощност на завода за МОХ – гориво определя възможността за използване на такова гориво в съществуващите руски реактори ВВЕР – 1000 и БН – 600. Производствените нужди са - за реактор БН – 600 с хибридна активна зона са нужни около 240 kg плутоний, а за едни от най-съвременните реактори ВВЕР – 1000 – тези в Балаковската ЯЕЦ потреблението е 270 kg на реактор.

## 5. Необходимост от промяна на изотопния състав на ОЯГ

По оценки на МААЕ в световен мащаб към 2006 около 110 тона от актиниди се съхраняват в хранилища за ОЯГ и около 40 тона се съхраняват във високоактивните РАО, останали от преработката на ОЯГ. Това количество ще се удвои до 2020, при условие, че не бъдат приложени методи за намаляването им като отделяне и трансмутация. (фиг. 2)

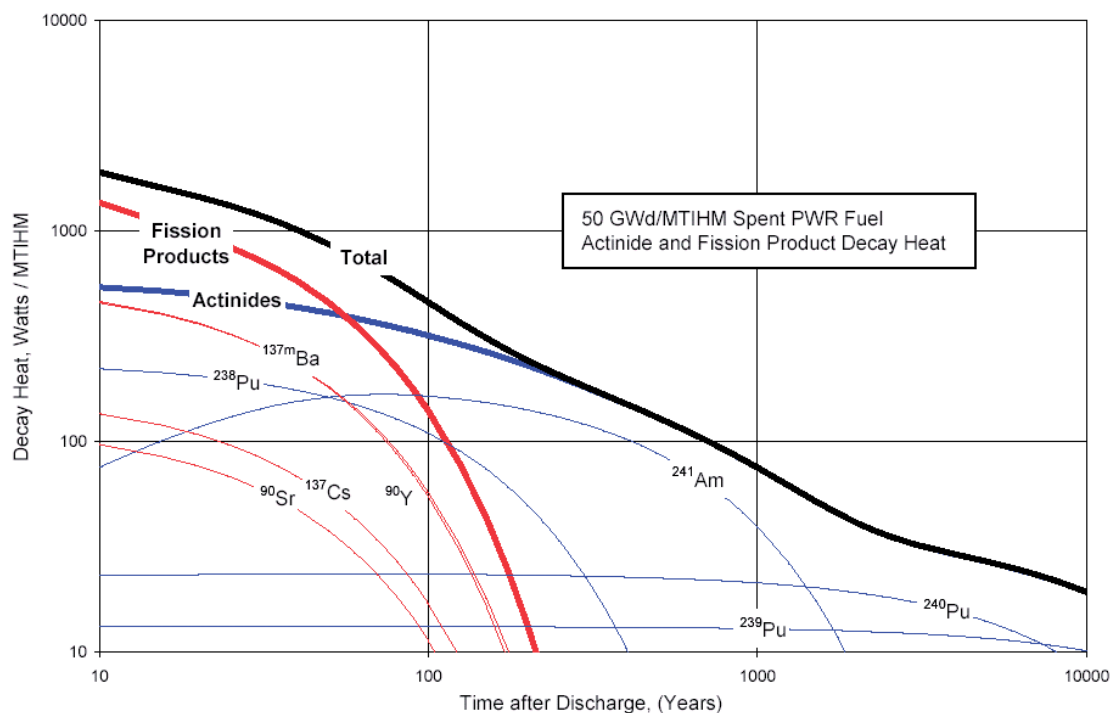


Фиг. 2. Оценка на натрупаните количества на актинидите в световен мащаб.  
Изт. МААЕ

Понастоящем целият този материал е насочен за постоянно съхранение. Това количество може да бъде намалено посредством развиване и въвеждане на нови технологии. Допълнителни ползи, които тези технологии могат да донесат са увеличаване на експлоатационната безопасност на ядрените енергийни системи, подобряване на условията за неразпространение на ядрени материали, повишаване на ефективността на използване на природните ресурси, намаляване на пространството необходимо за изграждане на хранилища, както и потенциално увеличаване на икономическата конкурентоспособност на ядрената енергетика.

Работи се по различни подходи към ядрения горивен цикъл, които могат ефективно да включат рециклиране на актинидите, така че да се намали натрупаното количество плутоний и низши актиниди. Рециклирането на актинидите, включително технологиите за обработка на низшите актиниди, са били обект на множество изследвания за потенциала за намаляване на отпадъците като може да се каже, че основните научно-технически проблеми са изяснени. Към момента се оценяват различни схеми на ядрени горивни цикли, които включват отделяне и трансмутация, както в съществуващи, така и в бъдещи горивни цикли.

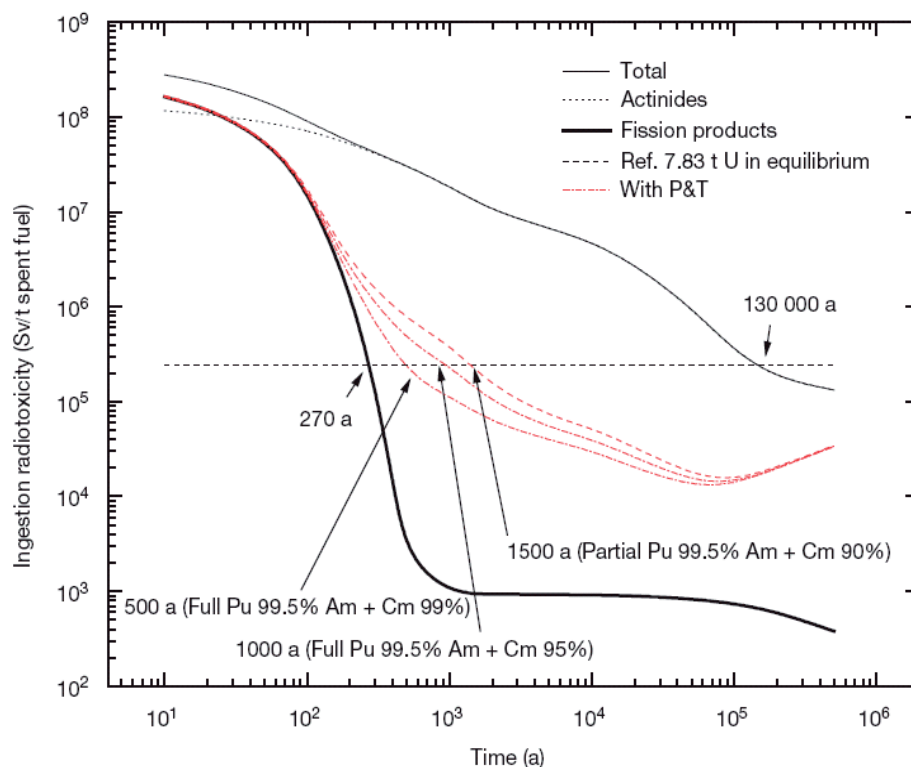
Въпреки относително ниското им масово съдържание в отработеното гориво, трансурановите елементи като плутоний, нептуний, америций и кюрий, са основните източници на дългосрочната радиотоксичност и дългосрочното остатъчно топлоотделяне в отработеното гориво. Фиг. 3 показва, че след около 80 години охлаждане, източниците на остатъчно топлоотделяне в отработено гориво от леководен реактор с достигната дълбочина на изгаряне 50 GWd/t са основно актиниди и по-специално  $^{241}\text{Am}$ . Теплоотделянето остава над 100 W/t тежък метал за около 900 години след извеждането на горивото от активната зона. Това високо и дългосрочно остатъчно топлоотделяне вероятно ще ограничи капацитета на геоложките хранилища поради потенциално нежелани микроструктурни и химически промени в материалите. Така, премахвайки актинидите от линията на отпадъците би могло значително да увеличи използването на пространството в хранилището.



Фиг.3. Изменение на остатъчното топлоотделяне в ОЯГ на PWR при дълбочина на изгаряне от 50 000 MWd/tU. Изм: МААЕ

Фиг. 4 показва ефекта от премахването на плутония и низшите актиниди върху радиотоксичността при поглъщане, когато дългосрочното въздействие върху околната среда на тези радионуклиди се включва при определяне на потенциалната доза. Може да се види, че токсичността на отработеното гориво остава висока за стотици хиляди години, ако то бъде оставено без преработка. Когато плутоният и низшите актиниди се премахнат и унищожат, нивото на радиоактивност пада под това на активността на

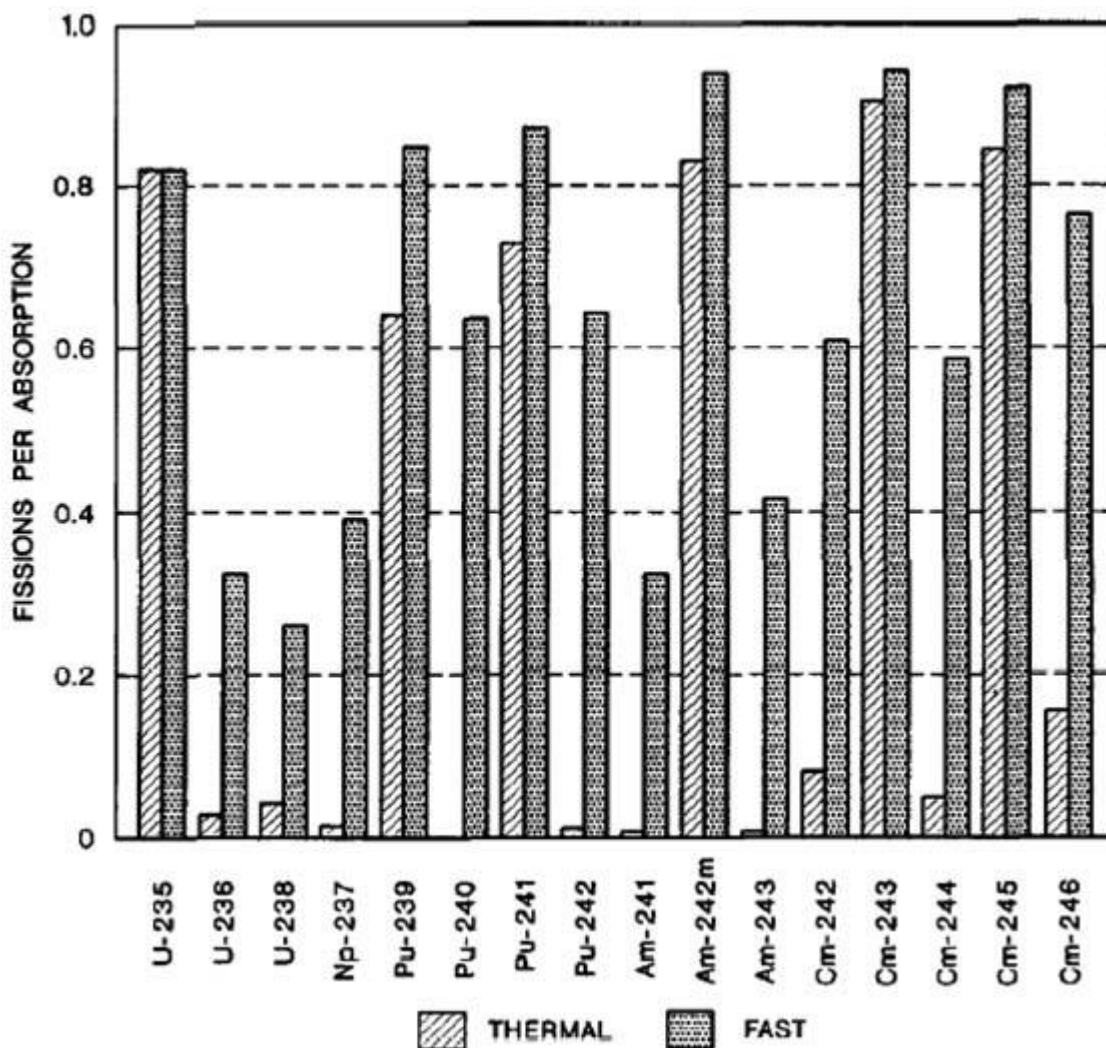
урановата руда за около 500 години. Освен това премахването на плутония би улеснило изискванията за сигурност на хранилищата. Премахването на дългоживущите радионуклиди също би смекчило ефектите от непреднамерено проникване. Поради потенциалните ползи при управлението на отпадъците, отделянето и трансмутацията на низши актиниди са предложени за разнообразни реактори и горивни цикли.



Фиг. 4. Влияние на премахване на трансурановите елементи върху радиотоксичността при поглъщане на ОЯГ. Изт: МААЕ

## 6. Трансмутацията като част от ядрения горивен цикъл

За да нарастнат ползите, илюстрирани на фиг. 4, всички актиниди трябва да бъдат извлечени, преди горивото да бъде предадено за постоянно съхранение. При сега съществуващата индустриална преработка само уранът и плутоният се извличат, а низшите актиниди се оставят в отпадъчния поток. Отделянето само на плутония има по-скоро незначителен ефект върху радиоактивността. **Първата стъпка към рециклирането на актинидите е тяхното отделяне от отпадъчния поток при сегашната преработка. Този процес често се нарича „разделяне“ (partitioning).** Следващата стъпка е да се унищожат тези актиниди, което често се нарича трансмутация (превръщане). Трансмутация се получава *само*, когато изотоп на актинид се раздели, а продуктите на делене са краткоживущи. Неутронният захват има като резултат актинид с по-висока маса. Вероятността за делене зависи от свойствата на ядрените сечения, които са силно зависими от неутронния спектър. Вероятността за делене (per neutron absorbed) поглъщане на неутрон за различни изотопи на актинидите е показана на фиг. 10 за топлинния и бързия спектър.



Фиг. 5 Вероятност за делене при поглъщане на неутрон на изотопите на актиниди в топлинния и бързия спектър. Изт: МААЕ

Например вероятността за делене на  $^{239}\text{Pu}$  е 0,65 в топлинния и 0,87 в бързия спектър. Делящите се изотопи като  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$  имат високи вероятности за делене, докато възпроизвеждащи изотопи като  $^{240}\text{Pu}$  и  $^{242}\text{Pu}$  имат много ниска вероятност за делене в топлинния спектър. От друга страна, всички изотопи на актиниди имат разумни вероятности за делене в бързия спектър.

**Драстичната разлика във вероятностите за делене определя фактът, че актинидите са лошо гориво в топлинния спектър, но много добро гориво в бързия спектър.** Това е една от причините, поради която реакторите на топлинни неутрони използват отворен ядрен горивен цикъл.

Топлинното рецилиране се смята за междинна мярка, насочена към крайното пълно рециклиране на актинидите в бързи реактори. Този сценарий често е наричан двуслоен (double strata) ядрен горивен цикъл. Първият „слой“ или етап е определен за сегашното частично рециклиране на плутония в реактори на топлинни неутрони. Вторично генерираният плутоний и други низши актиниди се трансмутират в специални трансмутационни реактори – вторият „слой“ на цикъла. Съществуват различни възможности за комбинации от топлинни и бързи реактори (или подкритични системи), сепарационни технологии и материални потоци. Вероятно е да се поставят и допълнителни изисквания за някои системи, които да поемат излишъка от оръжеен

делящ се материал, както и преработен и обеднен уран. *Двуслойното рециклиране на актиниди разчита на две различни реакторни системи да рециклира различните изотопи на актиниди*, за разлика от „еднослойните“ системи, при които се разчита на една реакторна система да извърши трансмутацията.

## 7. Рециклиране чрез трансмутация в ядрени енергийни реактори

### Леководни реактори на топлинни неутрони (LWR)

Тъй като повечето експлоатирани комерсиално реактори са леководни и в тяхното отработено гориво се съдържа по-голямата част от натрупаните до днес актиниди, активно се оценява рециклирането на актиниди в този тип реакторни системи. Нещо повече, съществува подробна база данни за облъчването на горивото при рециклирането в леководни реактори на смесено оксидно гориво (MOX), съдържащо плутоний. Съвременните процеси по преработка извличат само уран и плутоний, а само малко количество от плутония е рециклиран. Стимулът за рециклиране на MOX е периферен, тъй като производството му струва **5-6 пъти** повече от това на ураново гориво, контрастирайки със спестяванията от цената на урана. Добавянето на рециклиране на низши актиниди би добавило допълнителна разходна тежест, свързана с отделянето на низшите актиниди от отпадния поток и дори още по-високи производствени разходи от тези за MOX. Така хомогенното рециклиране на низши актиниди като част от MOX гориво е изключително трудно да бъде икономически обосновано.

Поради тази причина се предвижда изработката на отделни ТОЕ от низши актиниди, които понякога се наричат ТОЕ „цели“, а подходът – „хетерогенно рециклиране“. Актинидите имат големи сечения на неутронно поглъщане и избягването на ефектите на екраниране става важно. Нещо повече, разпределението на мощността между ТОЕ и максималната мощност също стават важни.

Някои изследвания са установили, че  $^{241}\text{Am}$  може най-ефективно да бъде трансмутиран в топлинния спектър, тъй като неутронният захват резултира в  $^{242\text{m}}\text{Am}$ , който е с много голямо сечение на делене (фиг.10). Когато актинидите бъдат рециклирани веднъж в леководни реактори, изотопният им състав бързо преминава към по-висши актиниди. Второто поколение актиниди имат много по-малък принос към реактивността от първото поколение. За да се преодолее дефицитът на реактивност се предлагат някои иновативни подходи, при които този дефицит се компенсира с увеличено обогатяване в уранови ТОЕ размесени с ТОЕ с актиниди за продължително рециклиране в една и съща касета.

Например концепцията CORAIL, предложена от френския СЕА, нивото на обогатяване в ТОЕ от  $\text{UO}_2$  постепенно бива увеличавано докато ТОЕ със смесено оксидно гориво в периферията на всяка касета, се рециклират продължително заедно със свежите актиниди, генерирани в ТОЕ от  $\text{UO}_2$ . Такова самостоятелно рециклиране на актиниди е обосновано от гледна точка на неутронните характеристики докато манипулациите с горивото и трудностите при производството от увеличените неутронни източници и остатъчното топлоотделяне могат да бъдат преодоленни се демонстрират добри експлоатационни характеристики на горивото при облъчване.

Влошаването на някои параметри на ядрената безопасност може да бъде смекчено чрез промяна на стъпката на решетката в касетата, за да се достигне



задоволителна термализация на спектъра. Това се постига или чрез увеличаване на отношението забавител/гориво в реакторите PWR със значително забавяне или с намаляване на плътността на горивото при запазване на геометрията на решетката.

Правени са оценки и на рециклирането на низши актиниди в кипящи реактори (BWR). Една от възможностите е BWR да получат предимство от втвърдяването на неутронния спектър поради увеличаването на парната фаза в аксиално направление. Парната фаза варира мажду 0 и 40% по аксиалното направление. Тъй като вероятността за делене на низшите актиниди нараства с втвърдяването на спектъра, те могат да бъдат заредени в по-горните части на активната зона за по-ефективна трансмутация.

Най-честата форма на горивото за рециклиране на актиниди в леководни реактори е MOX, с или без низши актиниди, поради доказаното си представяне при облъчване. Въпреки това, само за трансмутация на низшите актиниди е предлагана инертна матрица, в която липсва възпроизвеждащ материал.

Основният мотивиращ фактор е да се увеличи трансмутацията на актиниди в леководни реактори без да се генерират допълнителни количества в съдържащот актиниди гориво в процеса на трансмутиране на съществуващите запаси.

## Тежководни реактори (HWR)

Тежководните реактори като CANDU имат по-добра неутронна икономия поради отсъствието на поглъщащи неутроните водородни атоми. По този начин тежководните реактори могат да използват като гориво природен уран, въпреки че достижимата дълбочина на изгаряне е много по-малка от тази на леководните реактори. При тях оползотворяването на урановите ресурси е по-добро сравнено с LWR и отработеното гориво съдържа значително по-малко делящ се материал, което позволява на тежководните реактори да работят с отворен цикъл.

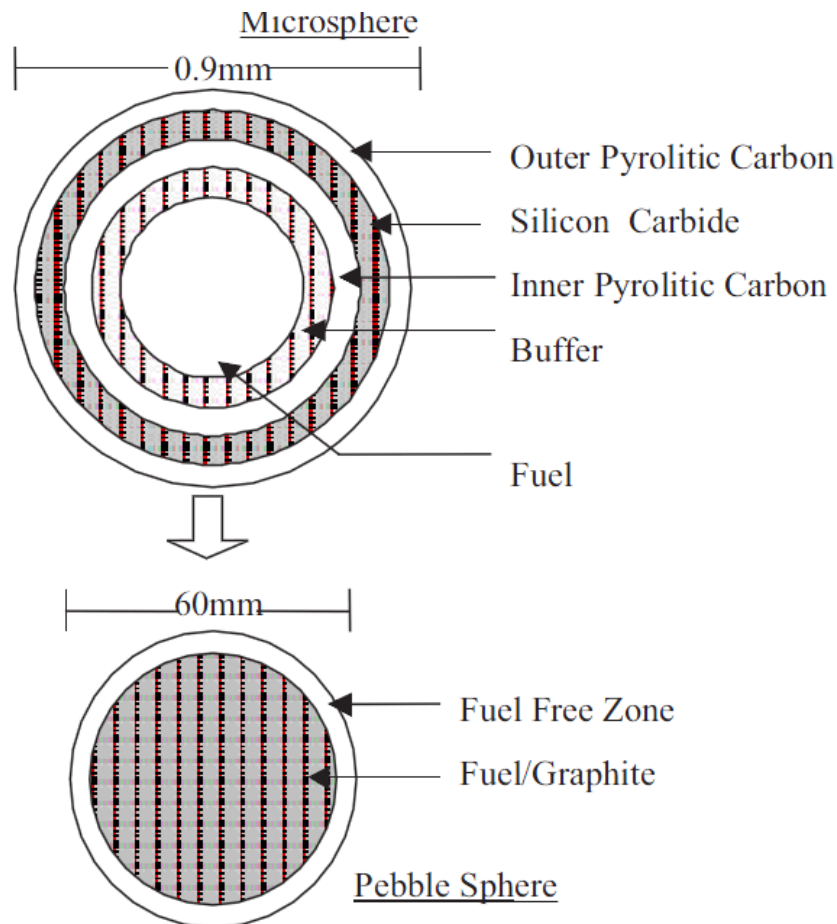
Въпреки че няма планове за преработка на ОЯГ от тежководни реактори и да се рециклират актиниди са правени изследвания за да се оцени поне частичната трансмутация на актинидите от ОЯГ на LWR в тежководни реактори. Частичната трансмутация би подобрила използването на горивото и в същото време би намалила радиотоксичността на съхраняваното ОЯГ. Директната употреба на отработено гориво от леководни реактори в CANDU също е била предлагана. Оценявано е и използването в CANDU на отработено гориво от LWR съвместно с торий.

## Газоохлаждаеми реактори на топлинни неутрони

Съществуват два общи проекта на газоохлаждаеми реактори на топлинни неутрони – модулният високотемпературен газоохлаждаем реактор и реакторът със сферични топлоотделящи елементи. И двата реактора използват горивна концепция, основана на диспергирани частици в графитна матрица. Модулният газоохлаждаем реактор използва масивни графитни блокове, съдържащи охладителни канали и се презарежда по конвенционалния начин. Реакторът със сферични топлоотделящи елементи е с насипна активна зона и се презарежда непрекъснато. Активната зона се състои от около 360 000 горивни сфери, всяка от които съдържа около 11 000 микросфери.

Вискотемпературният газоохлаждаем реактор (High Temperature Gas Cooled Reactor (HTGR) също се счита за подходящ за унищожаване на плутоний и низши актиниди поради безопасностните си характеристики, както и поради стимулите предлагани от горивото, диспергирано в инертна матрица.

Експлоатационните характеристики на газоохлаждаемите реактори със забавител графит и насипна активна зона са оценявани за широк спектър експлоатационни условия и разнообразни вариации на горивния цикъл, включително ториев цикъл. Потенциалът за изгаряне на актиниди за газоохлаждаемия реактор с призматично гориво е сходен с този на реактора със сферични ТОЕ. И двата реактора използват диспергирани в матрица микро ТОЕ, известни като TRISO. Те се състоят от дялящ се материал, заобиколени от керамичен слой от силициев карбид за структурна цялост и след това от пиролитичен графит. Структурата на TRISO е показана на следната фигура. Най-вътрешната част от микросферата се състои от гориво, но горивото може да бъде променено, за да включи ядка от низши актиниди.



Фиг. 6. Ядрено гориво тип TRISO. Изм:МААЕ

## Реактори на бързи нейтрони

Реакторите на бързи нейтрони изискват значително по-високо обогатяване по дялящи се изотопи, обикновено около 20-30%, в сравнение с реакторите на топлинни нейтрони, които работят с обогатявания в рамките на 3-5%. Реакторите на бързи нейтрони могат да имат КВ по-голям или по-малък от единица, както и да работят в самоподдържащ се режим ( $K_B=1$ ). Реакторите-размножители използват екранны касети, разположени както аксиално, така и радиално. Когато възпроизвеждащите екрани се заменят с отражатели, КВ пада под 1. Без значение в какъв режим работят, ОЯГ от тези реактори съдържа високо количество дялящ се материал, така че рециклирането е задължително. Всъщност подобряването на ефективността на използване на ресурсите

е първостепенна задача за бързите реактори и за да се осъществи се изисква и рециклиране.

Тъй като досега от ОЯГ на леководните реактори са извлечени само уран и плутоний само рециклиране на плутония е било вземано под внимание за горивния цикъл на реакторите на бързи неутрони. Въпреки това низшите актиниди могат да бъдат рециклирани заедно с плутония в бързите реактори. Низшите актиниди и изотопите на плутония се делят в бързия спектър. Освен това, високото съдържание на рециклиран плутоний може да изисква отдалечено производство на горивото и така низшите актиниди биха могли по-лесно да бъдат интегрирани в продължително рециклиране. Тъй като горивният цикъл на бързите реактори разчита на преработката на плутония, то добавянето на рециклирането на низшите актиниди би трябвало да бъде сравнително лесно в сравнение с леководните реактори. Реакторите на бързи неутрони са изследвани като схема за трансмутация на низшите актиниди както самостоятелно, така и в комбинация с LWR.

Концепцията интегрален бърз реактор (integral fast reactor (IFR)), при която се използва метално гориво и пирообработка е от особен интерес поради капацитета си за рециклиране на актиниди. Ключов процес в пирообработката е електрорафинирането, при което всички низши актиниди се отделят заедно с плутония. Всъщност, този процес е неспособен да отдели плутония от другите актиниди и затова всички те трябва да бъдат рециклирани заедно.

## Използване на ториев горивен цикъл

Съществуват и изследвания за възможността ториевият ядрен горивен цикъл да бъде използван като алтернативен начин за рециклиране на плутония и низшите актиниди. На тази възможност се гледа като начин за производство на ядрена енергия, чиито отпадъци са с ниска токсичност. Използването на уран-плутониево MOX гориво има за резултат допълнително вторично генериране на плутоний. Възможен алтернативен подход е плутоният да се изгаря в комбинация с торий. Ториевият цикъл произвежда  $^{233}\text{U}$ , който би могъл да даде повече ползи от плутония що се отнася до неразпространението. Първо, той е замърсен с  $^{232}\text{U}$ , който се разпада до високоактивни дъщерни продукти. Второ,  $^{233}\text{U}$  може да бъде използван за гориво в смес с  $^{238}\text{U}$ . В горивния цикъл  $^{232}\text{Th}$ - $^{233}\text{U}$  се генерират значително по-малко плутоний и низши актиниди (Np, Am и Cm) в сравнение с цикъла  $^{238}\text{U}$ - $^{239}\text{Pu}$ . Така се намалява токсичността на ОЯГ при отворен горивен цикъл. Въпреки това в задния край на цикъла  $^{232}\text{Th}$ - $^{233}\text{U}$  се получават радионуклиди като  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{229}\text{Th}$  и  $^{230}\text{U}$ , които биха могли да имат дългосрочни радиологични последствия. Високата степен на химическа стабилност и ниската разтворимост на ториевия диоксид обаче правят облъчените горива на негова основа по-лесни за директно геоложко съхранение. Многостепенното рециклиране и изгаряне на актиниди в съществуващи реактори PWR с иновативна концепция основана на торий и гориво без възпроизвеждаща част също е подлагано на анализи. Концепцията е в една касета около 20% от ТОЕ от  $\text{UO}_2$ , разположени в периферията се заменят от ТОЕ, съдържащи актиниди, генерирани при предишен цикъл.