

# Доклад

на тема

„Трансмутацията като възможност за решаване на проблемите с отработеното ядрено гориво”

Изготвил:

Светослав Велев

София 2014

# Съдържание

<b>Увод</b>	стр. 3
Същност на трансмутацията	стр.4
Реактори управлявани от ускорител	стр.6
Проектът MYRRHA	стр.8
Проектът SAD (Дубна)	стр.9
<b>Заключение</b>	стр.10

# Увод

След безпрецедентното развитие на ядрената техника и ядрената физика, през първата половина на ХХ век , изглежда, че процесите на радиоактивен разпад и термоядрен синтез ще предоставят практически неизчерпаем източник на достатъчно евтина и безопасна енергия. До края на века става ясно, че енергията на термоядрен синтез е толкова далеч от създаването на промишлени инсталации , както и преди 50 години, а ядрената енергия , с всички нейни предимства , е изпълнена с недоверие сред голяма част от населението, както и една опасност - радиоактивните отпадъци.

Радиоактивните отпадъци се образуват при всички технологични етапи от цикъла на ядреното гориво - от добива и преработката на урановата руда и използването на ядреното гориво в реакторите до преработката на отработеното гориво и извеждането от експлоатация на ядрени съоръжения . В интерес на истината трябва да се отбележи, че радиоактивните отпадъци не се формират само в цикъла на ядреното гориво , но също така в традиционната топлинна мощност . Така че в петролната индустрия на САЩ през 70-80 -те години на миналия век се формират годишно около 450000 тона радиоактивни отпадъци и в продължение на 20 години възлизат на повече от 8 милиона тона. Въпреки това, всички източници на радиоактивни отпадъци , които не са свързани с ядрения горивен цикъл и военните приложения , са само няколко процента от общия обем на отпадъците.

Сложността на проблемите , свързани с отработеното ядрено гориво са причинени главно от високата му активност, както и продължителното топлоотделяне от ядреното гориво след неговото извеждане от активната зона на реактора. В състава на отработеното ядрено гориво присъстват значително количество дялящи се материали.

През последните години все повече се търси решение на проблема с управлението и съхранението на радиоактивните отпадъци. Обсъждани са няколко различни варианти: от непосредствено погребване до различни предложения за преработка и съхранение на отработеното ядрено гориво. Потенциална преработка на облъченото гориво ще включва разделяне и изолиране на нуклидите, които може да бъдат използвани впоследствие. Един от най-предизвикателните проблеми от техническа, екологична и политическа гледна точка е затварянето на ядрения горивен цикъл. Изключително голям интерес представлява възможността за използване на ториево гориво.

Преработвателните заводи не само не работят с пълния си капацитет, а дори липсва постоянен процес на работа, за което причината естествено се крие в твърде високата цена на преработването. В последните години значително внимание беше обърнато на изотопното разделяне на актинидите и дългоживущите продукти на делене, последващото им превръщане в други

стабилни нуклиди и складиране на остатъчния отпадък.

За превръщането на елементите един в друг се говори от времето на алхимиците, които се опитвали да получат злато от други метали. В началото на миналия век през 1919г. Ръдърфорд пръв дава сведение за преобразуване ядрата на един изотоп в друг, използвайки алфа-частици. За да се осъществи така наречената трансмутация е нужно образци от материала да се изложат в радиационно поле, но най-голяма ефективност се получава в неутронен поток с голяма плътност за известно време, поради отсъствието на Кулонова бариера и високо сечение за реакциите.

## 1. Същност на трансмутацията

Ядрената трансмутация представлява метод за изкуствено превръщане (посредством предизвикване на ядрени реакции) на  $\alpha$ -активните нуклиди в други с по-кратък период на полуразпадане. Очевидно е, че за превръщането на големи количества вещество са необходими твърде големи потоци от частици за осъществяване на съответните ядрени реакции. Поради това в повечето изследвания се разглежда вътрешнореакторно "изгаряне" на трансуранови елементи (алтернативата е използване на заредени частици с високи енергии от ускорители, която не е икономически конкурентноспособна). Изяснено е, че основни фактори, които влияят на процеса на трансмутация са отношенията на сеченията на делене и на залавяне на неутрони от конкретната горивна смес, продължителността на облъчването, плътността на потока неутрони и техния спектър по енергии. За предпочитане е използването на реактори на бързи неутрони за трансмутация, тъй като при тях неутронният поток е с два порядъка по-висок. Освен това при поглъщане на бърз неутрон вероятността за образуване на нов трансуранов елемент е няколко пъти по-малка отколкото при радиационно залавяне на топлинен неутрон от уран.

Особено перспективни за изгаряне на трансуранови елементи са термоядрените реактори, тъй като при тях неутронният поток е още по-голям. Предполага се, че смес от америций и литий може да бъде поставена в близост до реактора под формата на пръти, обградени от графитни забавители. Очаква се активността на тази смес да намалее с 90% за 500 дни. Термоядрените реактори могат да бъдат използвани ефективно и за намаляване активността на дългоживеещите продукти на делене. Например, количеството йод-129 може да бъде намалено  $10^4$  пъти за 6 месеца.

Такава рецикулация на трансуранови елементи е възможна и в обикновените леководни реактори при условие, че степента на обогатяване на уран в тях се повиши с 1.2% (за намаляване на отрицателната реактивност, внасяна от самите трансуранови елементи). Недостатък на подобна трансмутация е увеличаването на неутронния поток за сметка на спонтанното делене на трансурановите елементи на  $(\alpha, n)$  реакциите. Това предполага увеличаване на биологичната защита на персонала при производството на топлоотделящи елементи, работа на реакторите, транспорт и радиохимична преработка на отработеното ядрено гориво. Някои от тези мерки са толкова сериозни (напр.

увеличаване дебелината на биологичната защита с 1м), че не са съвместими с действащите към момента конструкции на леководни реактори.

Преобразуването на актинидите и продуктите на делене с използване на реактори е непрекъснато обсъждано поради значителното натрупано досега количество от ядрените реактори. Трансмутацията им може да се постигне, чрез делене на трансурановите изотопи или неутронен захват на ядрата на дългоживущите нуклиди в резултат на което се получават стабилни или краткоживущи ядра, но трябва да бъде споменато, че дори и най-съвременните трансмутационни варианти, които са предлагани ще генерират вторичен отпадък, който изисква обработка и дълговременно съхранение.

По отношение на дългоживущите продукти на делене трансмутацията им до краткоживущи или стабилни ядра е теоретично възможна в някои случаи. Трансмутацията на технеций-99 и йод-129 би отнела много време, тъй като периода на полутрансмутация е около 44-70 години. Технеция (период на полуразпад  $2,1 \times 10^5$  години) след залавяне на един неутрон се превръща в технеций-100, който се разпада в стабилният рутений-100 с период от 15 секунди. С период на полуразпад  $1,57 \times 10^7$  години йод-129 изисква такова съхранение, което ще гарантира изолирането на този изотоп от околната среда за изключително дълъг период от време. Йодът е лесно подвижен, което затруднява още повече неговото изолиране с обичайни техники. След един неутронен захват йод-129 се превръща в йод-130 който се разпада до благородния газ ксенон-130 с период на полуразпад 12,36 часа.

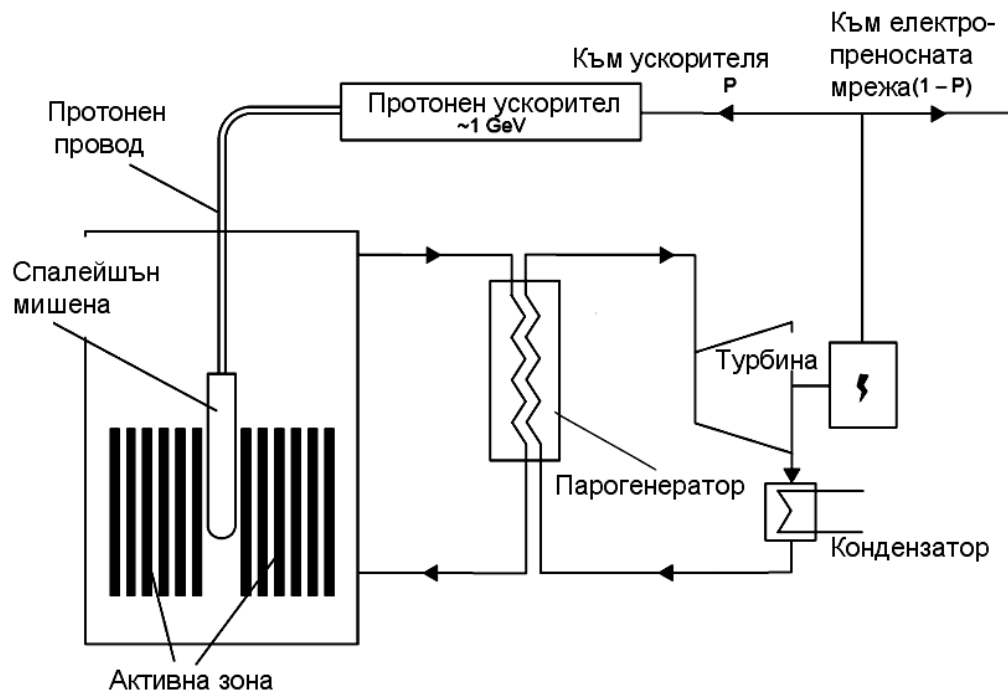
За намаляване на радиоактивността на отработеното ядрено гориво не е изгодно да се превръщат продуктите на делене, защото по-голямата част от тях се разпадат за около 250 години и техният принос към радиоактивността е много голям само през първите 100 години на съхранението, но въпреки това някои продукти са лесно подвижни и проникват през почви и скали и крият риск за околната среда. Тези които заслужават особено внимание са йод-129, цезий-135, селен-79, и калай-126. За разлика от трансурановите продукти, продуктите на делене в процеса на трансмутация не произвеждат допълнителни неутрони, а са чисти консуматори.

Продуктите на делене показани в таблицата по-долу притежават достатъчно големи сечения на захват на неутрони, но за да бъде изгодна трансмутацията трябва да се осъществи за време по-бързо в сравнение с естествения им разпад. За трите изотопа стронций-90, цезий-137 и самарий-151 естествения разпад се оказва достатъчно бърз, поради което е по-разумно да се оставят в хранилище докато се разпадат. За по-голямата част от тези продукти топлинният спектър на неутроните се оказва също така добър, а в някои случаи дори по-удачен от бърз спектър, изключение прави само паладий. Изотопите селен-79, калай-126 и ниобий-9 са по-дълго живущи, но притежават по-малко сечение на захват и тяхната трансмутация ще бъде по-бавна и няма да бъде икономически изгодна.

Изотоп			Период на полуразпад	Трансмутация ( години)		Възможност за трансмутация
	Бърз спектър	Топлинен спектър		Бърз спектър	Топлинен спектър	
Селен-79	0.03	0.1	$6.5 \times 10^4$	$7.3 \times 10^2$	$2.2 \times 10^3$	Под въпрос
Стронций-90	0.01	0.14	29	$2.2 \times 10^3$	$1.6 \times 10^3$	Не
Цирконий-93	0.03	0.28	$1.5 \times 10^6$	730	790	Да
Ниобий-94	0.04	2.2	$2.0 \times 10^4$	$5.5 \times 10^2$	$1 \times 10^2$	Под въпрос
Технеций-99	0.2	4.3	$2.1 \times 10^5$	110	51	Да
Паладий-107	0.5	0.3	$6.5 \times 10^6$	44	730	Да
Калай-126	0.005	0.05	$1 \times 10^5$	$4.4 \times 10^3$	$4.4 \times 10^3$	Под въпрос
Йод-129	0.14	4.3	$1.6 \times 10^7$	160	51	Да
Цезий-135	0.07	1.3	$2.3 \times 10^6$	310	170	Да
Цезий-137	0.01	0.02	30	$2.2 \times 10^3$	$1.1 \times 10^4$	Не
Самарий-151	0.7	700	89	31	0.3	Под въпрос

## 2. Реактори управлявани от ускорител.

Ядрена трансмутация се осъществява чрез излагане на материалите на силен неутронен поток в критичен или подкритичен реактор управляван от ускорител. Ефективна трансмутация се получава с максимално бърз спектър на неутроните, но за някои нуклиди, които правят изключение е нужен и топлинен. В подкритичният реактор броя на неутроните произхождащи от делене не е достатъчен да покрие загубите, затова верижната реакция не може да бъде самоподдържаща се и може да продължи само ако непрекъснато доставяме неутрони от външен източник. В подкритичните реактори тези допълнителни неутрони могат да бъдат осигурени в резултат на спалейшън реакция (дълбоко разцепване или вътрешноядрен каскад) от ядрата на мишена, направена от сравнително по-тежки елементи (волфрам, бисмут, олово или уран). Когато мишената бъде бомбардирана с протонен сноп или други заредени частици се отделят голямо количество неутрони, които са пропорционални на интензитета на протонния сноп. Интензитетът може да бъде коригиран много точно с много кратка времеконстанта, която играе ролята на контролен пулт в реактора. Построяването на електроцентраля с използването на всички налични технологии в комбинация с реактори от споменатия тип е напълно възможно. Извън първия контур разликата е само в ускорителя, за който ще трябва да бъде заделена част от произведената електрическа енергия.



Схематичен план на АЕЦ с подкритична зона управлявана от ускорител.

При правилно проектиране подкритичните реактори могат да произвеждат енергия повече от колкото изразходват и имат възможност да преобразуват всички минорни актиниди и плутониеви изотопи посредством делене, а някои дългоживущи продукти на делене в резултат на неутронен захват. По такъв начин радиоактивността на отработеното ядрено гориво може да бъде намалена значително и периодът на съхранение на отпадъците до окончателното им погребване да бъде намален от хиляди до стотици години.

Спалейшън реакцията е открита от астрономите много отдавна при сблъсъци между високоенергийни космически лъчи и ядрата на атомите на метеорити или естествени спътници, които не са защитени от атмосфера. По-късно в резултат на напредъка на технологиите при ускорителите става възможно наблюдаване на такива реакции в експериментални условия, когато заредена частица с енергия над 50-100 MeV попада в ядро с голяма атомна маса. Част от неутроните се изхвърлят навън моментално за време от порядъка на ядреното време  $\sim 10^{-22}$  секунди. При тези реакции моделът за образуването на съставно ядро е несполучлив, поради което за описание на спалейшън реакцията се изисква двустъпковият модел. Спалейшън реакцията може да се опише с две стъпки: налитащата частица навлиза в ядрата на мишената и взаимодейства с нуклеоните посредством сблъсквания наречени вътрешно ядрен каскад. Това води до емисия на високоенергийни нуклеони, които допълнително водят до спалейшън реакции. В края на този етап ядрото съдържа по-малко на брой нуклеони и е в състояние на възбуда с някаква енергия. Втория етап се характеризира с освобождаването на енергията посредством изхвърляне на частици или делене. Остатъчните ядра се наричат продукти на спалейшън реакцията, които също могат да бъдат радиоактивни.

Изборът на материал за изработването на спалейшън мишена е изключително дискутиран защото трябва да удовлетворява редица изисквания свързани с физиката на конкретните ядрени реакции, както и с техническите и конструкционните параметри на установката. Най-важното условие е неутронния добив получен от една налитаща частица, който за една и съща енергия на протоните нараства с атомния номер.

Особено важен фактор е неутронния захват в мишената, който също трябва да е минимален, за да не се губят неутрони. Във връзка с това олово, бисмут, или оловно-бисмутна евтектоидна смес (PBE) са много по-добри от другите възможности. Друг важен параметър е точката на топене на материала. В зависимост от проекта тантал и волфрам са по-добри ако се използват в твърдо състояние и могат да се охлаждат с вода или други флуиди, а от друга страна ниската точка на топене на олово, бисмут или PBE прави възможно използването на течна мишена с разнообразни варианти за охлаждане.

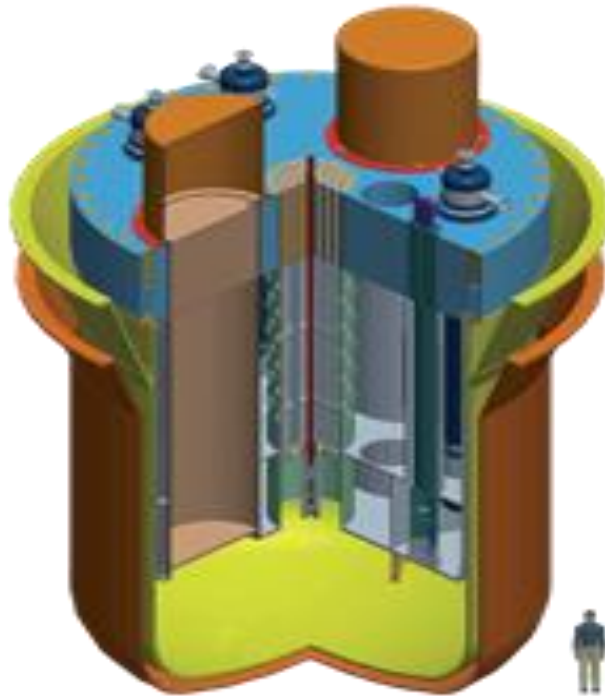
За проектирането на реактор управляван от ускорител е задължително да се предвиди с голяма точност спектъра и ъгловото разпределение на неутроните получени в спалейшън мишената. Това е много важно за оптимизиране на геометрията на мишената, което ще доведе до очаквания неутронен добив и пространствено разпределение на неутронния поток.

### **3. Проектът MYRRHA**

Проектът MYRRHA със седалище в белгийския град Мол е новаторски проект, предвиден да стартира различни изследвания и индустриални дейности в области като сигурността на ускорителите, управление на отработилото гориво (трансмутация) развитие на нови материали, медицина, умора на материалите и сигурност на ядрените съоръжения. MYRRHA ще позволи на изследователите да проучат начини за подобряване на методите за по-безопасно и по-бързо за третиране на радиоактивните отпадъци.

Проектът също така ще бъде използван за изпитване на възможностите за изграждане на ново поколение ядрени централи. Нарастването на технологиите ще подпомогне незатихващото развитие в тези области и ще предложи потенциал за нови, непредвидени резултати.





*Вертикален вид на експерименталната установка  
MYRRHA.*

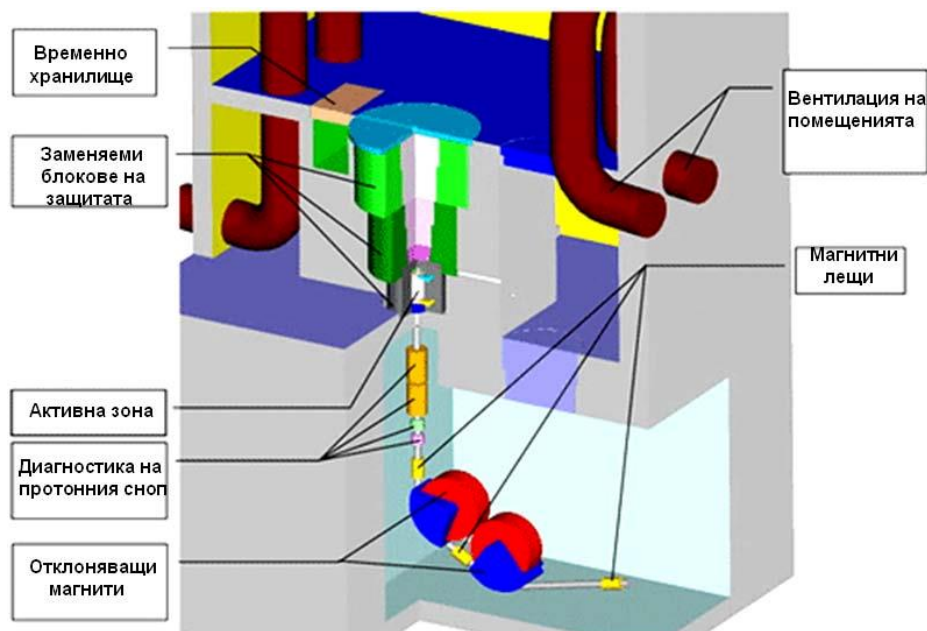
В настоящия статус на проектиране MYRRHA се основава на усъвършенстван протонен циклотрон и течна оловно-бисмутна евтектоидна смес, спалейшън мишена, същевременно играеща роля и на охладител, обграден от подкритична размножаваща среда. Циркулацията на охладителя се извършва с няколко механични помпи, които заедно с топлообменниците образуват спалейшън контура. Изключително важно е да се създаде равномерно и стабилно втичане на олово-бисмутната смес.

Басейнът на зоната помещава централно ядро с бърз неутронен спектър охладяно с оловно-бисмутна смес и няколко сборки помещаващи регионите на топлинния спектър в периферията на централното ядро. Самото ядро е запълнено с типични за бързите реактори топлоотделящи елементи като в центъра е оставено свободно място, за да бъде поместена спалейшън мишената. Активната зона съдържа 18 горивни касети от които 12 са с 30% плутониево съдържание и 6 с плутониево съдържание от 20%, осигуряващи номинална мощност от 50MW.

## **Проектът SAD (Дубна)**

Предварителният цялостен вид на проектът SAD, предлага създаване на експериментално съоръжение на базата на съществуващия протонен ускорител "Phasotron" с енергия 660 MeV и максимален ток 3.2  $\mu$ A в комбинация с подкритичен MOX бланкет от 29,5% плутониев диоксид в 129 горивни касети

серийно произвеждани за реактори тип BN-600. Всяка касета е съставена от 18 топлоотделящи елемента разделени чрез позициониращи връзки и завинтени към долната и горна рамка на касетата. Спалейшън мишената представлява сборка от 7 хексагонални оловни призми. Специфично ниското ниво на отделена енергия прави възможно използването на въздушно охлаждане. Полученият сноп от ускорителя може да даде мощност до 2 kW, която позволява термична мощност на системата от 15 до 100kW в зависимост от промяната на  $K_{ef}$ . В допълнение на това трябва да се отбележи, че  $K_{ef}$  трябва да бъде по-малко или равно на 0.98 при всички работни състояния, включително и при проектни аварии, а при нормален режим трябва да се установи на възможно най-ниско ниво. Предлага се с помощта на силни магнити, протонният сноп да направи завой на  $110^\circ\text{C}$  и да навлезе в установката от долу и да бомбардира спалейшън мишената в средата на горивната зона. Това обуславя построяването на биологичната защита, която проектирана за най-високата енергия на неутроните. Подкритичната сборка е обградена от оловен отражател с плътност  $11.15 \text{ г/см}^3$  и дебелина 60 см в радиално направление. Между оловото и биологичната защита, която е построена от тежък бетон е поставен 3 см слой от борен карбид. Горната част на биологичната защита трябва да осигурява достъп до активната зона по време на презареждане и експерименти с образци и детектори които се поставят.



Цялостен вид на SAD.

Въвеждането в експлоатация на проектът SAD в Дубна е сполучливо предложение за относително евтин начин за прилагане на такава новаторска идея. Този проект е планиран да бъде безопасна и екологично усъвършенствана ядрена мощност, която може да бъде постигната като се използват съществуващите протонен ускорител и модернизиран горивни елементи от реакторен тип, обичайно използвани в ректорите с бързи неутрони BN-600, които серийно се произвеждат.

## Заклучение

Трансмутацията на високоактивното отработено ядрено гориво е ядрен метод за редуциране на неговата радиоактивност и време на разпад. Тя може да се реализира в подкритични ядрени реактори управлявани от ускорител и да реши голяма част от проблемите свързани с токсичността на отработеното ядрено гориво.

## Литература

1. И. Адам и др., Система программ и дополнения к методу активационного анализа для определения сечений реакции, ОИЯИ Препринт Р10-2000-28, Дубна, 2000.
2. M.I Krivopustov et al., Investigation of neutron spectra and transmutation rates of  $^{129}\text{I}$ ,  $^{237}\text{Np}$  and other nucleids 1.5 GeV protons from the Dubna nuclotron using the electronuclear setup "Energy plus transmutation", JINR Preprint E1-2004-79, Dubna, 2004.
3. W. Gudowski: Why Accelerator-Driven Transmutation of Wastes Enables Future Nuclear Power. Royal Institute of Technology, 100 44 Stockholm, Sweden
4. Wacław Gudowski: Accelerator-driven transmutation projects. The importance of nuclear physics research for waste transmutation. Royal Institute of Technology - Stockholm, Sweden.
5. P.J. Finck October 30, 2000: Accelerator Transmutation of Waste Challenges and Needs