# ТЕХНИЧЕСКИ УНИВЕРСИТЕТ – СОФИЯ Енергомашиностроителен факултет Катедра "Топлоенергетика и ядрена енергетика"

# ВЪЗМОЖНОСТИ ЗА СЪКРАЩАВАНЕ НА СРОКОВЕТЕ НА СЪХРАНЕНИЕ НА ОТРАБОТЕНОТО ЯДРЕНО ГОРИВО ЧРЕЗ ТРАНСМУТАЦИЯ НА АКТИНИДИТЕ

# ΑΒΤΟΡΕΦΕΡΑΤ

на дисертационен труд за присъждане на образователна и научна степен **"ДОКТОР"** по докторската програма "Ядрени енергетични инсталации и уредби"

# маг. инж. Костадин Иванов Зашев

<u>Научен ръководител</u> доц. д-р инж. Калин Боянов Филипов

<u>Рецензенти:</u> проф. д-р инж. Бончо Иванов Бонев доц. д-р инж. Павлин Петков Грудев Дисертационният труд е с обем 232 страници. Съдържа шест глави, от които една представлява литературен обзор върху тематиката, а четири включват изчислителни изследвания и резултати. Самостоятелно обособени са уводна и приносна части. Цитирани са 126 литературни източника.

Дисертационният труд е обсъден и насрочен за публична защита на заседание на Разширен катедрен съвет на катедра "Топлоенергетика и ядрена енергетика" на Енергомашиностроителен факултет на Технически университет – София, проведен на 09.07.2018 г.

Защитата на дисертационния труд ще се състои на 15.11.2018 г. в конферентна зала на БИЦ при ТУ-София от 15:00 часа на Технически университет – София на открито заседание на журито, определено със Заповед № ОЖ-256 от 19.07.2018 г. на Ректора на Технически университет – София.

Научно жури:

- 1. проф. д-р инж. Бончо Иванов Бонев
- 2. доц. д-р инж. Калин Боянов Филипов
- 3. доц. д-р инж. Борис Иванов Калчев
- 4. доц. д-р инж. Мария Атанасова Манолова
- 5. доц. д-р инж. Павлин Петков Грудев

Автор: Костадин Иванов Зашев

Заглавие: "Възможности за съкращаване на сроковете на съхранение на отработеното ядрено гориво чрез трансмутация на актинидите"

#### въведение

При експлоатацията както на енергийни, така и на неенергийни ядрени съоръжения, се генерират радиоактивни отпадъци. Основната част от тези отпадъци са продукти на активацията, които в общия случай могат да бъдат кондиционирани и след съхранение за период от 30 до 100 години да бъдат освободени от регулаторен контрол и върнати в околната среда. Съществуват обаче и такива радиоактивни отпадъци, които, въпреки че представляват една много малка част от общото количество, налагат сериозни ограничения по отношение на тяхното преработване и съхранение, тъй като остават радиоактивни в продължение на десетки хиляди години. Такъв тип радиоактивни отпадъци, характеризиращи се същевременно и с високо остатъчно топлоотделяне, са изотопите на плутония и т.нар. минорни актиниди (фигура 1) [66].





Плутоният и минорните актиниди са дългоживеещи изотопи с период на полуразпад от порядъка на няколко хиляди години [72], докато периодът на полуразпад на продуктите на делене е значително по-кратък (по-малко от 30 години), поради което именно плутоният и минорните актиниди са отговорни за основната част от радиотоксичността и остатъчното топлоотделяне на отработените ядрени горива в средно- и дългосрочен план – от 300 до 20 000 години след извеждане на горивото от активната зона на реактора [108]. В световен мащаб към момента съществуват повече от 270 000 тона отработено ядрено гориво в етап на съхранение, като по-голямата част от това количество се намира на площадките на ядрените централи (фигура 2). Годишно това количество се учеличава с около 12 000 тона, като към момента само около 3 000 тона от това количество подлежи на преработване [24]. Високите нива на радиотоксичност и остатъчно топлоотделяне на отработеното ядрено гориво налагат необходимостта от строг регулаторен контрол и управление на цялото количество радиоактивен отпадък в продължение на десетки хиляди години, което представлява един от най-съществените проблеми пред развитието на ядрената енергетика.



Фигура 2. Площадка за съхранение на отработено ядрено гориво, разположена на територията на ядрена централа

Подробнотото проучване на възможностите за съкращаване на сроковете на съхранение на радиоактивните отпадъци чрез наличните към момента технологии е от изключителна важност. Най-надеждното, ефективно и единствено към момента технологично решение за значително намаление на радиотоксичността чрез редуциране на изотопите на плутония и минорните актиниди представлява процесът трансмутация [7]. Технологията за осъществяване на изкуствена трансмутация притежава потенциала за значително намаляване на негативните ефекти от радиоактивните отпадъци върху човека и околната среда, като това се постига чрез намаляването на периода на полуразпад на дългоживеещите елементи, поради което се счита, че трансмутацията на радиоактивния отпадък ще реши част от основните проблеми на ядрената енергетика.

# ЦЕЛ И ЗАДАЧИ НА ДИСЕРТАЦИОННИЯ ТРУД

Основните насоки на развитие на ядрената енергетика в световен мащаб са повишаване на ядрената безопасност и понижаване на количеството високоактивните отпадъци, получени при изгарянето на ядрените горива. С оглед на тези перспективи, освновната цел, поставена пред дисертационния труд, е изследване на възможността за редуциране на опасността от радиоактивния отпадък, чрез рециклиране на минорни актиниди в най-разпространените към момента реактори в световен мащаб – енергийните реактори на топлинни неутрони. За да бъде постигната поставената цел, са дефинирани следните основни задачи:

- Подробен литературен анализ на реакторните инсталации с възможности за трансмутация на минорни актиниди.
- Оценка на трансмутационните възможности на най-разпространените към настоящия момент реактори реакторите на топлинни неутрони.
- Оценка на радиотоксичността на отработеното ядрено гориво от различни типове реактори на топлинни неутрони след трансмутацията на минорни актиниди.
- Определяне на нивото на радиотоксичност, необходимо за освобождаване на отработеното ядрено гориво от регулаторен контрол.
- Оценка на остатъчното топлоотделяне и гама-мощността на отработените ядрени горива на различни типове енергийни реактори на топлинни неутрони след трансмутация на минорните актиниди.

На фигура 3 е представена схематично структурата на дисертационния труд.

# СТРУКТУРА НА ДИСЕРТАЦИОННИЯ ТРУД



Фигура 3. Структура на дисертационния труд

## ГЛАВА 1.

Технологични възможности за намаляване на активността и остатъчното енергоотделяне в отработените ядрени горива чрез прилагане на трансмутация

Основните продукти, съдържащи се в отработено ядрено гориво на типичен леководен реактор, са: уран (96%), продукти на делене (2.9%), плутоний (1%) и минорни актиниди (0.1%). Въпреки, че се произвеждат в относително малки количества, плутоният и минорните актиниди са отговорни за по-голямата част от радиотоксичността и топлоотделянето на отработеното ядрено гориво в средно- и дългосрочен план [108]. С цел контрол и управление на опасността, произтичаща от отработеното ядрено гориво, съществуват три основни стратегии:

- 1) Дълбоко геоложко съхранение без преработване
- 2) Дълбоко геоложко съхранение след предварително преработване
- 3) Преработване с извличане и на минорните актиниди

Първите две стратегии, които са единствените използвани към момента, са свързани с дългосрочното погребване на радиоактивните отпадъци, докато основната цел на третата стратегия, включваща преработване с извличане на минорните актиниди, е именно съкращаване на сроковете на съхранение чрез редуциране на общата радиотоксичност. Осъществяването на третата стратегия е възможно само чрез трансмутирането на минорните актиниди в краткоживеещи изотопи. Технологията за осъществяване на изкуствена трансмутация има потенциал за значително намаляване на негативните ефекти, породени от преработването и съхранението на радиоактивните отпадъци.

Съществуват редица технологични решения за прилагане на процесите на трансмутация с цел съкращаване на сроковете на съхранение на отработеното ядрено гориво. Част от тях са рециклиране на минорните актиниди в подкритични реакторни системи, управлявани от ускорител; реактори, работещи с бързи неутрони; реактори, работещи с топлинни неуторни; хибридни реактори, съчетаващи синтез и делене; ускорители на частици; реакторни системи за управление на отработеното ядрено гориво като системата PEACER; реакторни системи, използващи ториев горивен цикъл.

От всички възможни решения реакторите с бърз неутронен спектър са найдобрият вариант за рециклиране на минорни актиниди, но към днешна дата работещите съоръжения притежават известни недостатъци, свързани с технологични затруднения и по-високата цена както на съоръженията, така и на генерираната енергия. Широкото разпространение и добре изучената технология на реакторите с топлинни неутрони прави техният избор като предпочитан към момента при осъществяване на трансмутация на минорни актиниди в големи мащаби.

## **ГЛАВА 2.**

# Симулационно моделиране на трансмутация на минорни актиниди в реактори на топлинни неутрони

Използваната софтуерна среда за провеждане на симулационните анализи е SCALE 6.1. SCALE е софтуер, разработен от Oak Ridge National Laboratory, насочен към изследвания в областите на ядрената безопасност, реакторната физика и изследването на изотопните състави на ядрените горива. Версиите на SCALE са широко разпрастранени в световен мащаб и се използват вече повече от 30 години за изотопни пресмятания на ядрени горива [11,24,79].

Проведеният софтуерен експеримент представлява изследване на трансмутационните възможности на реактори с топлинни неутрони в десет различни модела на рециклиране на минорни актиниди, в едно и двуетапни трансмутационни схеми (фигура 4). Едноетапната схема на рециклиране представлява еднократно рециклиране на минорните актиниди, добити от отработеното ядрено гориво в рамките на една горивна кампания, докато двуетапното рециклиране представлява двуетапно рециклиране на минорните актиниди в две горивни кампании.



Фигура 4. Двуетапни и едноетапни трансмутационна схеми

Моделите, изследвани в софтуерния експеримент, включват шест двуетапни и четири едноетапни модела (таблица 1).

#### Таблица 1. Двуетапни и едноетапни трансмутационни модели

Двуетапни модели	Едноетапни модели
1. ВВЕР-1000 във ВВЕР-100	1. PWR (w15x15) в PWR MOX (w14x14)
2. PWR (w15x15) в PWR (w15x15)	2. BBEP-1000 в CANDU
3. CANDU в CANDU	3. BWR GE (10x10-8) в BWR MOX (9x9-9)
4. BWR GE (10х10-8) в BWR GE (10х10-8)	4. BWR GE (10х10-8) в PWR MOX (w14х14)
5. BBEP-1000 в BWR GE (10х10-8)	
6. BWR GE (10х10-8) във ВВЕР-1000	

### ГЛАВА З.

Резултати от симулационното моделиране върху трансмутационните възможности и коефициенти на трансмутация на различни типове реактори с топлинни неутрони

При всички типове изследвани реактори, освен използващите МОХ гориво, се наблюдава значително ниво на трансмутация на америций-241, достигащо до 85% (фигура 5-1). Причината за липсата на положителна трансмутация на америций-241 при моделите, използващи МОХ горива, е по-високото количество плутоний в стартовото ядрено гориво, поради което количеството на генерирания америций-241 е по-голямо от количеството на рециклирания. От едноетапните модели единствено при варианта на рециклиране на горивото от реактори BBEP-1000 в реактори CANDU се наблюдава редуциране на количеството на америций-241 след края на трансмутационната кампания.



Фигура 5-1. Коефициенти на трансмутация на америций-241 при едноетапни и двуетапни модели на рециклиране

На фигура 5-2 са показани коефициентите на трансмутация на нептуний-237 след края на горивните цикли на различните модели на рециклиране на минорни актиниди при вариант II. От двуетапните модели на рециклиране само BBEP-1000 в BWR GE (10x10-8) показва близо 20% редуциране на нивата на нептуний-237. При останалите двуетапни модели се наблюдава увеличение на нептуниевото количество. От едноетапните модели най-голям дял на редуциране на същия минорен актинид се наблюдава при PWR (w15x15) в PWR MOX (w14x14) или с около 36% по-ниско количество в сравнение с първоначално зареденото в свежото ядрено гориво.



Фигура 5-2. Коефициенти на трансмутация на нептуний-237 при едноетапни и двуетапни модели на рециклиране

На фигура 5-3 са показани средните коефициенти на трансмутация на нептуний-237 и америций-241 при едноетапните и двуетапните трансмутационни модели на рециклиране на минорни актиниди. От фигурата става ясно, че при двуетапното рециклиране най-високият трансмутационен коефициент притежава моделът на рециклиране на минорни актиниди от BBEP-1000 в реактор с кипяща вода BWR GE (10x10-8). При едноетапните модели на рециклиране най-високият коефициент е при варианта на рециклиране на отработеното ядрено гориво от реактор BBEP-1000 в реактор тип CANDU. При всички останали варианти средният трансмутационен коефициент на нептуний-237 и америций-241 е отрицателен.



Фигура 5-3. Коефициенти на трансмутация на нептуний-237 и америций-241 при едноетапни и двуетапни модели на рециклиране

На фигура 5-4 е показано процентното изменение на съдържанието на минорни актиниди след съответните трансмутационни кампании. При двуетапните модели на рециклиране единственият вариант, в който има намаление на количеството минорни актиниди спрямо начално зареденото, е моделът BBEP-1000 в BWR GE (10x10-8). Зареденото количество минорни актиниди за първи трансмутационен етап в реактори BWR GE (10x10-8) е 1609 g/tHM, а след втория вече е 1312 g/tHM, което е 18.5% намаление спрямо първоначално зареденото количество. При моделите с едноетапно рециклиране в нито един вариант не се наблюдава общо намаление на минорните актиниди. Въпреки това, моделът на рециклиране на отработено ядрено гориво на реактори BBEP-1000 в реактори тип CANDU показва най-незначителното увеличение на количеството минорни актиниди след края на трансмутационната схема. Количеството минорни актиниди преди трансмутационния етап е 1609 g/tHM, а след края на трансмутационната схема в реакторите CANDU се получава незначително увеличение с 1.9%, което е еквивалентно на 1640 g/tHM.



Двуетапно рециклиране





Фигура 5-4. Изменение на концентрацията на минорни актиниди след рециклирането им в двуетапни и едноетапни модели

## ГЛАВА 4.

# Резултати от симулационното моделиране върху възможностите за намаляване на радиотоксичността и остатъчното гама-лъчение при различните типове реактори с топлинни неутрони

На фигура 5-5 е показана гама мощността на минорно-актинидния състав на отработеното ядрено гориво при двуетапните и едноетапни модели на рециклиране. Отново първенец при двуетапното рециклиране е моделът на трансмутация на минорни актиниди от реактори BBEP-1000 в реактори BWR GE (10x10-8). Процентното увеличение на гама мощността е само **5%** - от 0.39 на 0.41 W/tHM. Това незначително увеличение се дължи основно на редуцирането на общото количество минорни актиниди в отработеното ядрено гориво. При едноетапните модели на рециклиране най-добрите резултати показва моделът на рециклиране на отработено ядрено гориво на реактори Tan увеличението е с 23% или от **0.39** на **0.48** W/tHM.



Двуетапно рециклиране

Фигура 5-5. Гама мощност на минорни актиниди след рециклирането им в двуетапни и едноетапни модели

На фигура 5-6 е показано процентното изменение на радиотоксичността, дължаща се на минорно-актинидната част на отработеното ядрено гориво при двуетапните и едноетапни модели на рециклиране. Тази радиотоксичност е определена според подхода [51], използван от Международната агенция по атомна енергия.



#### Двуетапно рециклиране



Едноетапно рециклиране

#### Фигура 5-6. Изменение на радиотоскичността от поглъщане и вдишване на минорноактинидната част от ОЯГ на двуетапните и едноетапни модели на рециклиране

Всичките изследвани варианти показват значително увеличение на радиотоксичността, дължаща се на минорните актиниди, освен модела на рециклиране на гориво от BBEP-1000 в BWR GE (10x10-8). Минорно-актинидната радиотоксичност след двуетапен трансмутационен цикъл в кипящи реактори се увеличава само с 84% в сравнение с тази на свежото гориво. Въпреки редукцията от 18.5% на концентрацията на минорни актиниди в края на трансмутационната схема, радиотоксичността при този модел се увеличава вместо да намалява. Причината за това е типа трансмутация на америций-241, която е свързана с по-ниско енергийния спектър на изследваните реактори. Тъй като америций-241 има много ниско сечение на делене от топлинни неутрони, той се трансмутира чрез неутронно захващане до америций-242m (10%) и до америций-242 (90%). Америций-242m има относително дълъг период на полуразпад (141 години) и е с много високо сечение на делене от топлинни неутрони, което го превръща в много лесно делящ се нуклид в условията на ниско енергийния спектър на реакторите с топлинни неутрони. Америций-242 също притежава високо сечение на делене, но се разпада много бързо (T1/2=16 hours), превръщайки се в кюрий-242 (83%) или плутоний-242 (17%). Заради този тип на трансмутация, чрез неутронно захващане се генерират актиниди с високо масово число и радиотоксичност като кюрий-243, кюрий-244, кюрий-245.

Всичките едноетапни модели показват значително увеличение на радиотоксичността, достигаща до повече от 21 пъти при модела BWR GE (10x10-8) в PWR MOX (w14x14) в сравнение със стартово ниво. Най-малкото процентно увеличение на радиотоксичността е регистрирано при модела на рециклиране на отработено ядрено гориво на реактори BBEP-1000 в реактори CANDU - незначителните 34%. Причината за това е липсата на плутоний в свежото ядрено гориво, което от своя страна води до липсата на генериране на америций по време на трансмутационния цикъл.

Изменението на радиотоксичността, определена според подхода [84], използван от Националната агенция по ядрено регулиране на САЩ при едноетапните и двуетапни модели на рециклиране, е показано на фигура 5-7. Чрез този подход радиотоксичността на даден изотоп се получва като неговата активност се раздели на нормата за радиоактивна концентрация. Резултатът е получен обем на вода или въздух, необходими за разреждане на дадено количество от съответния радиоактивен изотоп до максимално допустимите за него концентрации.





# Фигура 5-7. Изменение на максималните допустими концентрации на изотопи, в разтворими и неразтворими форми, за поглъщане и вдишване (радиотоксичност)

От предходната фигура се вижда, че при всички двуетапни модели на рециклиране се наблюдава увеличение в токсичността като най-малкото увеличение отново е при варианта на рециклиране на отработено ядрено гориво на реактори тип BBEP-1000 в реактори тип BWR GE (10x10-8). Най-значително увеличение се наблюдава при варианта BWR GE (10x10-8) в BBEP-1000, при който обемното количество вода и въздух, необходими за разреждане на активността на радиоактивните изотопи до допустими граници, е повече от 8 пъти в сравнение с това при нормална горивна кампания. При моделите с едноетапно рециклиране има намаление на количеството вода, необходимо за разреждане на актиността на минорно-актинидната част от отработеното ядрено гориво. Само при моделите на рециклиране на гориво от кипящи реактори тип BWR GE (10x10-8) в реактори със смесени MOX горива BWR MOX (9x9-9) и PWR MOX (w14x14) се наблюдава увеличение в количеството въздух, необходимо за разреждане на активността на минорно-актинидната част от отработеното ядрено гориво.

#### Потенциален индекс на освобождаване

Въведени са и т.нар. "потенциални индекси на освобождаване", които се дефинират като съотношение между специфичната радиоактивност на даден радиоактивен изотоп към съответното ниво на освобождаване – състояние, в което радиоактивните материали престават да представляват опасност (фигура 5-8). От фигурата се вижда, че най-незначителното увеличение на потенциалния индекс на освобождаване има при моделите BBEP-1000 в CANDU (33%) и BBEP-1000 в BWR GE (10х10-8) (85%). Това се дължи основно на по-малкото количество генерирани минорни актиниди при първия вариант заради по-ниската дълбочина на изгаряне, характерна за CANDU реактори, както и на значителната степен на трансмутация на минорни актиниди във втория случай.





#### Дългосрочна радиоактивност на отработените ядрени горива

С цел да се установи дали има увеличение или намаление в дългосрочната опасност от радиоактивния отпадък, намиращ се в отработените ядрени горива на изследваните модели, е направен сравнителен анализ на радиотоксичността на минорно-актинидния дял за период от 5, 100, 300 и 1000 години, като тя е сравнена с потенциалната радиотоксичност на минорно-актинидния дял на изследваните отработени горива при същия времеви интервал, но във вариант без трансмутация. На фигура 5-9 е показано изменението на радиотоксичността в дългосрочен план (до 1000 години) при двуетапни нормални горивни цикли и трансмутационни горивни цикли. В черния триъгълник са показани трансмутационните горивни цикли.



Фигура 5-9. Сравнение на изменението на радиотоксичността вследствие на поглъщане на МА, генерирани при двуетапни нормални и трансмутационни горивни цикли

От фигурата се вижда ясно, че в края на този период от отлежаване на отработеното ядрено гориво двата варианта имат идентична радиоактивност. Въпреки, че при повечето модели е налице по-голямо крайно количество на генерираните минорни актиниди, при трансмутационните цикли по-голямата радиотоксичност се дължи на минорни актиниди с по-кратък период на полуразпад, поради което в дългосрочен план не се наблюдава голяма разлика в радиотоксичността вследствие на поглъщане.

На фигура 5-10 е показано изменението на радиотоксичността вследствие на поглъщане в дългосрочен план (до 1000 години) при едноетапни нормални и трансмутационни горивни цикли. В черния горивен цикъл са показани отново трансмутационните горивни цикли. От фигурата става ясно, че дори и в края на този период на отлежаване се наблюдава значителна разлика в стойностите на радиотоксичността при нормалните и трансмутационните горивни кампании.



# Фигура 5-10. Сравнение на изменението на радиотоксичността вследствие на поглъщане на МА, генерирани при едноетапни нормални и трансмутационни горивни цикли

На фигура 5-11 е показано процентното изменение на потенциалния индекс на освобождаване на минорни актиниди, генерирани при трансмутационни цикли в сравнение с нормални горивни цикли. Вижда се, че изменението на този индекс е отражение на изменението на радиотоксичността при едноетапните и двуетапните цикли. При всички двуетапни кампании се наблюдава незначително увеличение на потенциалния индекс с изключение на варианта на рециклиране на МА от реактори BWR GE (10x10-8) в BBEP-1000.

От всичките десет модела при два се наблюдава редуциране на потенциалния индекс. Тези варианти (BBEP-1000 в BWR; BBEP-1000 в CANDU) са и моделите с найдобрите резултати по отношение на трансмутацията на минорни актиниди. При останалите едноетапни модели се наблюдава значително увеличение на потенциалния индекс на освобождаване спрямо този при нормални горивни кампании. Причина за увеличението е по-голямото общо количество на минорните актиниди, получено от една страна поради наличието на плутоний в стартовото ядрено гориво, а от друга – заради по-голямото генерирано количество на нептуний-237 и америций-241, които притежават дълги периоди на полуразпад.



#### Фигура 5-11. Сравнение на изменението на потенциалния индекс на освобождаване на минорно-актинидната част на ОЯГ на трансмутационните цикли спрямо нормалните горивни цикли след 1000 години време на охлаждане

От всичките десет модела при два се наблюдава редуциране на потенциалния индекс. Тези варианти (BBEP-1000 в BWR; BBEP-1000 в CANDU) са и моделите с найдобрите резултати по отношение на трансмутацията на минорни актиниди. При останалите едноетапни модели се наблюдава значително увеличение на потенциалния индекс на освобождаване спрямо този при нормални горивни кампании. Причина за увеличението е по-голямото общо количество на минорните актиниди, получено от една страна поради наличието на плутоний в стартовото ядрено гориво, а от друга – заради по-голямото генерирано количество на нептуний-237 и америций-241, които притежават дълги периоди на полуразпад.

## ГЛАВА 5.

Анализ на възможностите за трансмутация на минорни актиниди в реактори на топлинни неутрони. Влияние върху устойчивостта на разпространение на ядрени материали.

Една ядрена енергийна система се счита като устойчива на разпространение само когато нейната употреба няма да доведе до значително увеличаване на вероятността от разпространение на ядрени оръжия [13]. Крайната цел на устойчивостта на разпространение е да се предотврати извеждането на ядрени материали от цивилни ядрени съоръжения, които след това биха могли да се използват за производството на ядрени оръжия [93]. В настоящето изследване, наред с трансмутационните възможности на реакторите с топлинни неутрони, са разгледани и възможностите за увеличаване на устойчивостта от разпространение на ядрени материали, добити от отработени ядрени горива чрез процес на едноетапна или двуетапна трансмутация на минорни актиниди в самостоятелни горивни кампании. Оценен е приносът на трансмутационните процеси по отношение на увеличаване на остатъчното топлоотделяне и спонтанните неутронни потоци, така и по отношение на редуциране на ядрените изотопи, които притежават физични характеристики, позволяващи употребата им за неграждански цели.

Отработеното ядрено гориво на типични леководни реактори при определени условия теоретично би могло да бъде източник на ядрени материали, годни за производството както на високоефективни ядрени оръжия, така и на ядрени оръжия с по-ниски нива на компресия [17,22,54,74], поради което задължително се предприемат технически и организационни мерки за управление на риска от разпространение [101] дори и след отлежаването на отработените горива. В таблица 5-4 са показани основните характеристики на основните плутониеви изотопи във връзка с вероятността за използваненето им като материали за производството на ядрени експлозиви [19].

Изотоп	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
Период на полуразпад (години)	87.7	24 100	6 560	14.4	376 000
Критична маса без отражател (kg)	10	10	40	10	100
Спонтанен неутронен поток (n/kg/s)	2 600 000	22	910 000	49	1 700 000
Остатъчно топлоотделяне ( W/kg)	560	1.9	6.8	4.2	0.2

Таблица 5-4. Основни характеристики на плутониеви изотопи

Плутоний-238, плутоний-240 и плутоний-242 имат високи нива на спонтанни неутронни емисии, което значително би редуцирало мощността на евентуалното негражданско техническо средство [12, 14], а високото топлоотделяне на изотопа плутоний-238 допълнително усложнява реализирането на проекта. В таблица 5-5 са показани основните характеристики на плутониеви смеси с различна степен на обогатяване.

Експлозивно устройство изготвено с матераил с различна степен на обогатяване спрямо плутоний:	Ядрено оръжие	Реактор	мох
Спонтаннен неутронен поток (n/kg/s)	66 000	360 000	570 000
Плутониева маса (kg)	3	8	>20?
Топлоотделяне ( W/kg)	2.5	11	13.7
Топлоотделяне от експлозивно устройство (W)	8	100	>300?

#### Таблица 5-5. Обогатяване на плутоний и параметри на използваемост [86]

От изложените данни ясно се вижда, че остатъчното топлоотделяне и високият спонтанен неутронен поток водят до значително повишаване на необходимостта от плутониева маса, като това силно компрометира ефективността и очакваната мощност на устройството. Ето защо, от гледна точка на повишаване на устойчивостта срещу разпространение на делящи се материали, съществен интерес представлява повишаването на концентрацията на тези изотопи, които водят до по-голямо остатъчно топлоотделяне и спонтанни неутронни потоци.

# Увеличаване на устойчивостта от разпространение на ядрени материали чрез подход за редуциране на минорни актиниди (MARA)

Един от основните подходи за повишаване на устойчивостта на разпространение на ядрени материали е рециклирането на трансурановите елементи нептуний-237 и америций-241 в реактори с голяма дълбочина на изгаряне, което води до значително увеличаване на съотношението плутоний-238/плутоний чрез процеса трансмутация. Това е т.нар. MARA (Minor Actinides Reduction Approach) подход или подход за редуциране на минорните актиниди [18,68].

В настоящето изследване е извършен софтуерен експеримент за оценка на възможностите за рециклиране на минорни актиниди чрез двуетапна и едноетапна схема на трансмутация (една и две пълни горивни кампании) с цел увеличаване на устойчивостта от разпространение на ядрени материали за неграждански цели. Рециклирането на минорни актиниди е извършено в два модела на реактори на топинни неуторни: модел на двуетапно рециклиране на минорни актиниди, генерирани при работата на реактори тип BBEP-1000 чрез изгаряне в активната зона на кипящи реактори тип BWR GE (10x10-8) и модел на едноетапно рециклиране на отработено ядрено гориво от реактори тип BBEP-1000 в реактори тип CANDU. Причината да се изследват сачо тези два модела е тяхното предимство сравнение с останалите изследвани модели по отношение на получените резултати за трансмутационния потенциал на минорни актиниди. При двата модела резултатите от предходните изчисления показват найзначимо редуциране на количествата на минорни актиниди и особено на америций-241 и нептуний-237 след съответните трансмутационни кампании.

В таблица 5-6 са показани характеристиките на плутониевите изотопи, генерирани в отработеното ядрено гориво на реактори ВВЕР-1000 при нормална горивна кампания (без рециклиране на минорни актиниди). От таблицата се виждат двете основни характеристики (остатъчно топлоотделяне и спонтанен неутронен поток) на плутониевата смес в отработеното ядрено гориво, чието повлияване се отразява директно върху възможността за направата на ядрено устройство за неграждански цели.

ВВЕР-1000 Нормална горивна кампания						
Ри изотопи	Share	маса на Ри изотоп, kg	Ри Остатъчно Спонтан kg топлоотделяне		Спонтане п	н неутронен оток
	/0	863.5	W/kg	W/share	n/kg/s	share/s
Pu238	3.15%	27.2	560	15231.5	2600000	7.07E+07
Pu239	51.30%	442.9	1.9	841.6	22	9.74E+03
Pu240	25.02%	216.0	6.8	1469.1	910000	1.97E+08
Pu241	12.00%	103.6	4.2	435.2	49	5.08E+03
Pu242	8.53%	73.7	0.2	14.7	1700000	1.25E+08
Остатъчно топлоотделяне на Ри смес, W/kg 20.8						
Спо	онтанни не	утронни еми	сии на Ри	смес, n/kg/s	5	4.55E+05

Таблица 5-6. Основни характеристики на плутониеви изотопи, генерирани при нормална горивна кампания на реактори тип BBEP-1000

В таблица 5-7 са показани характеристиките на плутониевите изотопи, генерирани в отработеното ядрено гориво след двуетапна трансмутационна схема на минорни актиниди от реактори BBEP-1000 в реактори BWR GE (10x10-8), включително остатъчното топлоотделяне и спонтанните неутронни потоци на плутониевата смес в отработеното ядрено гориво. От таблицата може да се види делът на всеки един от изотопите в плутониевите смеси, допринасящ за увеличаване на топлоотделянето и неутронните емисии, както и техния количествен принос.

Таблица 5-7. Основни характеристики на плутониеви изотопи, генерирани при
двуетапна трансмутационна кампания на минорни актиниди от реактори тип ВВЕР-
1000 в кипящи реактори тип BWR GE (10x10-8)

BBEP-1000 в BWR (10x10-8)_Двуетапна трансмутация						
Ри изотопи	Share	маса на Ри изотоп, kg	Остатъ топлоотд	чно јеляне	Спонтане по	н неутронен оток
70		894.1	W/kg	W/share	n/kg/s	share/s
Pu238	5.13%	45.9	560	25686.3	2600000	1.2E+08
Pu239	51.71%	462.3	1.9	878.5	22	1.0E+04
Pu240	27.78%	248.4	6.8	1689.0	910000	2.3E+08
Pu241	9.12%	81.5	4.2	342.5	49	4.0E+03
Pu242	Pu242 6.26% 56.0 0.2 11.2 1700000					
Остатъчно топлоотделяне на Ри смес, W/kg 32.0						
Спонтанни неутронни емисии на Pu смес, n/kg/s						4.93E+05

В таблица 5-8 са показани характеристиките на плутониевите изотопи, генерирани вследствие едноетапна трансмутационна схема на отработено ядрено гориво от реактори BBEP-1000 в реактори тип CANDU, включително остатъчното топлоотделяне и спонтанните неутронни потоци на плутониевата смес.

ВВЕР-1000 в CANDU_Едноетапна трансмутация						
Ри изотопи	Share	маса на Ри изотоп, kg	Остатъчно топлоотделяне Спонтанен неу		еутронен поток	
	/0	894.1	W/kg	W/share	n/kg/s	share/s
Pu238	5.50%	37.1	560	20779.7	2600000	9.65E+07
Pu239	34.76%	234.5	1.9	445.6	22	5.16E+03
Pu240	34.27%	231.2	6.8	1572.2	910000	2.10E+08
Pu241	8.65%	58.4	4.2	245.1	49	2.86E+03
Pu242	Pu242 16.83% 113.5 0.2 22.7 1700000					
Остатъчно топлоотделяне на Ри смес, W/kg 34.2						
Спонтанни неутронни емисии на Pu смес, n/kg/s						7.41E+05

#### Таблица 5-8. Основни характеристики на плутониеви изотопи, генерирани при едноетапна трансмутационна кампания на ОЯГ от реактори тип BBEP-1000 в реактори тип CANDU

След анализиране на изотопните състави на отработените ядрени горива е направено сравнение между остатъчното топлоотделяне и спонтанните неутронни емисии на нормална и трансмутационна горивна кампании. Резултатите са показани на фигура 5-12 и фигура 5-13. Трансмутацията на минорни актиниди, получени от отработеното ядрено гориво на реактори от типа BBEP-1000 в реактори кипящи реактори BWR (10x10-8) и в реактори CANDU, води до повишение в стойността на топлоотделянето съответно с 54% (BWR) и 64% (CANDU) (фигура 5-12), което се дължи основно на увеличението на дяла на Pu-238 и до повишение на спонтанните неутронни емисии съответно с 8.3% (BWR) и 63% (CANDU) (фигура 5-13). Увеличението на спонтанните неутронни емисии и при двата варианта се дължи основно на увеличението на дяла на Pu-240, като в първия се понижава количеството на другия голям неутронен емитер – Pu-242, докато при реакторите CANDU съществува увеличение на дяла на Pu-242 с 54%, което в комбинация със увеличението от 7% на Pu-240 води до крайно по-големите спонтанни неутронни емисии.



Фигура 5-12. Остатъчно топлоотделяне на плутониевата смес преди и след рециклиране на минорни актиниди в моделите BBEP-1000 в BWR и BBEP-1000 в CANDU



Фигура 5-13. Спонтанни неутронни емисии на плутониевата смес преди и след рециклиране на минорни актиниди в моделите BBEP-1000 в BWR и BBEP-1000 в CANDU

#### <u>Увеличаване на устойчивостта от разпространение на ядрени материали чрез</u> редуциране на количествата на нептуний-237 и америций-241

Въпреки че няма категорични данни за употребата на нептуний-237 или америций за направата неграждански ядрени съоръжения, въпросът е силно дискутиран и ядрената общност допуска възможността за направата на ядрени експлозиви от тези материали. През ноември 1998 година САЩ разсекретяват информация, според която нептуний-237, както и някои изотопи на америций (америций-241, америций-242m и америций-243) могат да се използват за производството на ядрено оръжие. Предполага се, че Франция и някои други ядрени държави е възможно да са провеждали експерименти с ядрено оръжие, съдържащо изотопа нептуний-237 [7].

#### Америций-241

Трите най-важни изотопа на америций, произвеждани в ядрените реактори, са америций-241, америций-242m и америций-243. След извеждането от активната зона на реактора в отработеното ядрено гориво се съдържа смес от тези три изотопа. Америций-241 се получава при радиоактивното разпадане на плутоний-241, който има относително кратък период на полуразпад от 14,3 години и представлява до 15% от общото количество плутоний, извеждано от реактора [103, 126]. Чист америций-241 може да бъде получен и от отработеното ядрено гориво след дълъг период на съхранение. Два от трите основни изотопа на америций, генерирани в ядрените реактори тип ВВЕР-1000 – америций 241 и америций 243 притежават потенциала да се използват за производството на ядрено оръжие, като за това е необходимо единствено тяхното химическо сепариране от отработеното ядрено гориво. Америций-241 притежава найподходящи за целта характеристики (по-евтин е от америций 243 и има по-малка критична маса), като той е и основният америциев изотоп, генериран в реакторите от постарите поколения. В отработеното ядрено гориво на реактори ВВЕР-1000 се генерират основно следните три изотопите на америций – америций-241, америций-242m и америций-243, като концентрацията на америций-243 е най-голяма, а америций-242m е в пренебрежими количества, тъй като притежава много високо ядрено сечение на делене и генерираните в ядреното гориво изотопи се унищожават много бързо.

В таблица 5-9 е показано масовото изменение на концентрацията на америций-241 в моделите BBEP-1000 в BWR и BBEP-1000 в CANDU, отнесено към количеството стартово гориво на BBEP-1000 (71,018 тона). Както може да се види от таблицата, количествено разликата и при двата варианта е минимална и предимството от рециклиране на минорни актиниди по отношение на намаление на риска от разпространение на америций-241 изглежда незначително. Основното количество америций, както беше споменато, се получава след радиоактивно разпадане на плутоний-241 след извеждането на горивото от реактора.

Таблица 5-9. Промяна на концентрацията на америций-241 в моделите BBEP-1000 в BWR и BBEP-1000 в CANDU след съответните трансмутационни схеми

Модел	ВВЕР-1000 в	BWR (10x10-8)	BBEP-1000 в CANDU		
	Нормален цикъл	Трансмутационен цикъл	Нормален цикъл	Трансмутационен цикъл	
Am-241, g/tHM	439	276	439	404	
Намаление	37 % ↓		8	%↓	
Am-241, kg (общо)	31.6	19.9	31.6	29.0	
Намаление	11.7	7 kg ↓	2.6	i kg ↓	

В таблица 5-10 са показани концентрациите на америций-241 в различни етапи след извеждането на отработеното ядрено гориво от активната зона на изследваните

модели. Количеството на изотопа америций-241 в дългосрочен план (1000 години) се редуцира значително при варианта с трансмутация – до 44% при модела *BBEP-1000 в BWR (10x10-8)* и до 35% при варианта *BBEP-1000 в CANDU*.

Време на	Концентрация Америций-241, g/tHM					
охлаждане,	ВВЕР-1000 в І	BWR (10x10-8)	BBEP-100	0 в CANDU		
години	Нормален цикъл	Трансмутационен цикъл	Нормален цикъл	Трансмутационен цикъл		
5	439	276 <i>(37%</i> ↓)	439	404 (8%↓)		
100	1600	902 (44%↓)	1600	1050 <i>(34%</i> ↓ <i>)</i>		
300	1180	661 (44%↓)	1180	769 (35%↓)		
1000	383	216 (44%↓)	383	250 <i>(35%</i> ↓)		

Таблица 5-10. Концентрация на америций-241 в ОЯГ на моделите BBEP-1000 в BWR и BBEP-1000 в CANDU в различни етапи от неговото охлаждане

#### Нептуний-237

Нептуний-237 има голямо сечение на делене от бързи неутрони и период на полуразпад над два милиона години, вследствие на което има много малка радиоактивност. От една страна, подобно на изотопа уран-235, количеството на спонтанно излъчените йонизиращи лъчения е малко, поради което нептуний-237 не представлява съществен риск за здравето на човека, но от друга страна, подобно на уран-233, спонтанно излъчените неутрони също са малко, което не може да бъде причина за предетонация на ядрените оръжия. Поради тези причини нептуний-237 може да бъде използван за произвеждането на прости ядрени оръжия, произведени по метода на артилерийско сглобяване като алтернативен вариант на плутониевите бомби, които изискват имплозионни устройства заради предетонационните качества на плутоний-240. Тъй като остатъчното топлоотделяне от нептуний-237 също е незначително, той може да се използва и като материал за високоефективни ядрени оръжия, произведени по метода на имплозията.

В таблица 5-11 е показано и масовото изменение на концентрацията на нептуний-237 в моделите BBEP-1000 в BWR и BBEP-1000 в CANDU, отнесено към количеството стартово гориво на BBEP-1000 (71,018 t).

#### Таблица 5-11. Промяна на концентрацията на нептуний-237 в моделите BBEP-1000 в BWR и BBEP-1000 в CANDU след съответните трансмутационни схеми

	ВВЕР-1000 в	BWR (10x10-8)	BBEP-10	00 в CANDU
Модел	Нормален шикъл	Трансмутационен	Нормален цикъл	Трансмутационен
		цикъл	nopmanen ginton	цикъл
Np-237, g/tHM	793	643	793	718
Намаление	19	%↓	10	0%↓
Np-237, kg (общо)	56.3	45.7	56.3	51
Намаление	10.6 kg ↓		5.3	lkg ↓

Получените резултати за двата варианта на трансмутация показват минимална разликата в количеството изотопа нептуний-237 и предимството от рециклиране на минорни актиниди по отношение на понижаване на риска от разпространение на нептуний-237 изглежда незначително, но ако не се осъществи трансмутация след извеждане на горивото от реактора, ще се получи рязко повишение в количеството на америций-241 (Таблица 10) поради радиоактивно разпадане на плутоний-241 и първоначално малко, но с времето значително увеличение на количеството на генерирания нептуний-237. След няколко десетилетия това може да доведе до такова натрупване на нептуний-237, което да доведе до възникването на риск от неговото разпространение.

В таблица 5-12 са показани концентрациите на нептуний-237 в различни етапи след извеждане на горивото от активната зона на изследваните модели. Количеството на изотопа нептуний-237 в дългосрочен план се редуцира при варианта с трансмутация – до 35% при модела BBEP-1000 в BWR (10x10-8) и до 26% при варианта BBEP-1000 в CANDU.

Време на	Концентрация на нептуний-237, g/tHM					
охлаждане,	ВВЕР-1000 в	BWR (10x10-8)	BBEP-1000 в CANDU			
години	Нормален цикъл	Трансмутационен цикъл	Нормален цикъл	Трансмутационен цикъл		
5	793	643 (19%↓)	793	718 (10%↓)		
100	1008	764 (24%↓)	1008	862 (15%↓)		
300	1444	1010 (30%↓)	1444	1147 (21%↓)		
1000	2223	1448 (35%↓)	2223	1657 (25%↓)		

Таблица 5-12. Концентрация на нептуний-237 в ОЯГ на моделите ВВЕР-1000 в В	WR и BBEP-
1000 в CANDU в различни етапи от неговото охлаждане	

# ГЛАВА 6.

Обобщение на получените резултати. Изводи и заключения.

#### <u>Трансмутационни възможности на изследваните реактори на топлинни</u> неутрони

От анализа на получените резултати по отношение на трансмутационните възможности на изследваните реактори на топлинни неутрони, разглеждани при два различни варианта, могат да се направят следните изводи:

- Преработването на отработено ядрено гориво непосредствено след извеждането му от активната зона на реактора (вариант I) притежава съществено предимство по отношение на количеството на генерираните минорни актиниди.
- Предпочитаният за трансмутация на минорни актиниди подход е вариант II не само заради понижаването на радиоактивността и остатъчното топлоотделяне на отработеното ядрено гориво, но и заради по-голямото количествено намаление на генерираните минорни актиниди, дължащо се на по-високите коефициенти на трансмутация.
- Изследваните модели, използващи ураново гориво, са по-ефективни в трансмутацията на америций-241, докато моделите, използващи смесено уранплутониево гориво, са по-ефективни в транмсутацията на нептуний-237.
- Изследваните модели, използващи ураново гориво, са по-ефективни в общата трансмутацията на америций-241 и нептуний-237.
- Моделите на рециклиране BBEP-1000 в BWR и BBEP-1000 в CANDU са найефективни при трансмутцията поради намаляването на общото количество на минорните актиниди.

#### <u>Понижаване на радиотоксичността и остатъчното гама отделяне на</u> отработените ядрени горива на изследваните реактори на топлинни неуторни

Трансмутацията на минорни актиниди в реактори на топлинни неутрони покрива две от трите основни цели на стратегията за разделяне и трансмутация на актиниди:

- 1. Редуциране на общото количество радиотоксичен отпадък, погребван в подземните хранилища.
- 2. Използване на делящи се актиниди за енергопроизводство.

Изследваните модели и особено модела BBEP-1000 в BWR GE (10x10-8) показват, че реакторите на топлинни неутрони са много добра възможност за редуциране на общото количество минорни актиниди. Коефициентите на трансмутация при този тип реактори силно зависият от първоначално зареденото количество, като при увеличаването на съдържанието на изотопите америций-241 и нептуний-237 в свежото ядрено гориво, тяхното ниво на трансмутация също се увеличава.

Влиянието на минорните актиниди върху общото енергопроизводство на реакторите на топлинни неутрони е широко изследвано, като е оценено влиянието на рециклирането на минорните актиниди върху кинетиката и термохидравличните характеристики на активната зона, като получените резултати потвърждават отсъствието на съществени влияния.

По отношение на третата цел на стратегията за разделяне и трансмутация на актиниди – редуциране на радиологичната опасност за населението и околната среда [56], трансмутацията на минорни актиниди в реактори на топлинни неутрони показва увеличение на радиотоксичността на отработеното ядрено гориво, особено при реакторите, използващи смесено уран-плутониево (МОХ) гориво. От тази гледна точка трансмутацията на минорни актиниди в реактори на топлинни неутрони не е найефективният избор за редуциране на радиологичната опасност, произтичаща от тях.

#### Влияние на трансмутацията върху устойчивостта на разпространение на ядрени материали за военни цели

Подходът за редуциране на минорните актиниди (MARA), който включва трансмутиране на актинидните изотопи на нептуний-237 и америций-241, притежава следните предимства:

- Ефективно редуциране на обема на минорните актиниди в радиоактивния отпадък.
- Активна роля на изгарящ поглътител, което води до по-ефективно изгаряне на ядрените горива чрез адекватно компенсиране на първоначалния запас от реактивност.
- Повишаване на устойчивостта срещу разпространение на делящи се материали на отработеното ядрено гориво чрез увеличение на съотношението плутоний 238/плутоний и плутоний-240/плутоний.

Поради тези причини може да се заключи, че в бъдеще подходът MARA има потенциал да играе съществена роля както при утвърждаването на ядрената енергетика като сигурен и безопасен източник на енергия за мирни цели, така и за значително понижаване на риска и опасността, произтичащи от отработеното ядрено гориво.

## НАУЧНИ И НАУЧНО-ПРИЛОЖНИ ПРИНОСИ

В дисертационния труд е извършено обобщение на резултатите от изследвания и анализи, свързани с трансмутацията на минорни актиниди в реактори на топлинни неуторни, като акцентът е поставен върху възможностите за трансмутация в конвенционални енергийни реактори с топлоносител лека и тежка вода. Основните резултати, получени при разработването на дисертационния труд, притежават следните приноси от инженерно-приложен и научно-приложен характер:

- Анализ на възможностите за трансмутация на минорни актиниди. Направен е задълбочен литературен обзор на съществуващите проекти на реакторни инсталации, които позволяват рециклиране на радиоактивен отпадък с цел намаляване на неговата радиоактивност и на сроковете за съхранение. Направена е оценка на технологично възможните подходи и е препоръчано възможно решение за осъществяване на трансмутация в съществуващи съоръжения.
- Анализ на трансмутационните възможности на най-разпространените типове енергийни реактори. Определени са коефициентите на трансмутация за всеки един от генерираните с най-голям добив минорно-актинидни изотопи във всички изследвани модели и са оценени най-ефективните комбинации от ядрени енергийни реактори на топлинни неутрони.
- Изследване на радиотоксичността на отработеното ядрено гориво на изследваните модели след трансмутационните горивни кампании по две различни методики. Определени са потенциалният индекс на възможността за освобождаване от регулаторен контрол и токсичността (в кубични метри въздух и вода) на радиоактивния отпадък. Изчислена е и радиоактивността на отработените ядрени горива в дългосрочен план (до 1000 години след извеждане от активната зона на реактора).
- Изследване на остатъчното топлоотделяне и гама-мощността на отработените ядрени горива. Определени са комбинациите от реактори на топлинни неутрони, при които увеличението на остатъчното топлоотделяне и гама-мощността притежават най-ниски стойности, като е извършен и сравнителен анализ между използваните модели.
- Анализ на влиянието на трансмутацията на минорни актиниди върху устойчивостта срещу разпространение на ядрени материали чрез два различни подхода. Определени са основните характеристики на плутониевите изотопи в реакторите с най-добри характеристики по отношение на риска от разпространение. Оценено е влиянието върху устойчивостта срещу разпространение на ядрени материали чрез редуциране на количествата на нептуний-237 и америций-241.

# ПУБЛИКАЦИИ ПО ТЕМАТА НА ДИСЕРТАЦИОННИЯ ТРУД

- 1. <u>Зашев, К</u>., К. Филипов. **Методи за намаляване на съдържанието на дългоживущи радиоактивни отпадъци в отработените ядрени горива**. Сборник доклади ЕМФ 2014, стр. 119-125.
- 2. <u>Зашев, К.,</u> К. Филипов, И. Найденов. **Защита от разпространение на делящи се изотопи при експлоатирането на енергийни реактори на топлинни неутрони**. Енергиен форум, Варна 2015, стр. 69-75.
- 3. Филипов, К., <u>К. Зашев</u>. **Възможности за производство на плутониеви изотопи в реактори от типа BBEP-1000**. Енергиен форум, Варна, 2015, стр. 55-61.
- 4. <u>Зашев, К.,</u> К. Филипов. **Трансмутация на минорни актиниди в реактори на топлинни неутрони ВВЕР-1000**. Сборник доклади ЕМФ 2015, стр. 87-92.
- Найденов, И., К. Филипов, <u>К. Зашев</u>. Анализ на възможността за получаване на плутоний с оръжейни характеристики в енергийни реактори от типа BBEP-1000. Сборник доклади ЕМФ 2015, стр. 93-99.
- 6. <u>Зашев, К.</u> Влияние на трансмутацията на минорни актиниди върху устойчивостта срещу разпространение на отработени ядрени горива. Енергиен форум, Варна 2016, стр. 206-211.
- 7. Найденов, Ив., <u>К. Зашев</u>, К. Филипов. **Влияние на трансмутацията на минорни актиниди върху остатъчното енергоотделяне на отработеното гориво от реактори с вода под налягане**. Сборник доклади ЕМФ 2016, том I, стр. 102-108.
- 8. <u>Зашев, К.</u> Минорно актиниден трансмутационен потенциал на реактори с топлинни неутрони. Сборник доклади ЕМФ 2016, том I, стр. 109-114.
- 9. <u>Zashev, K.</u> Possibilities for Nuclear Isotopes Production в WWER-1000 type of Reactors for Military Purposes. BgNS Transactions, volume 21, number 1 (2016), 67-74.
- 10. <u>Zashev, K.</u> Possibilities for High Level Waste Reduction through Transmutation of Minor Actinides. BgNS Transactions, volume 22, number 1 (2017), 72-78.
- 11. <u>Зашев, К.</u>, **Трансмутация на отработено ядрено гориво на реактори ВВЕР-1000 в реактори тип CANDU**. Енергиен форум, Варна, 2017.
- 12. <u>Зашев, К.</u>, К. Филипов, **Прилагане на трансмутацията на минорни актиниди като подход** за съкращаване на сроковете на съхранение на отработените ядрени горива. Енергиен форум, Варна, 2018.
- 13. <u>Зашев, К.</u>, К. Филипов, Анализ и оценка на методи за осъществяване на трансмутация на минорни актиниди в реактори на топлинии неутрони, Енергиен форум, Варна, 2018.

## **SUMMARY**

# PhD thesis title: Possibilities for time limits reduction of the spent nuclear fuel by transmutation of actinides

#### PhD Student: M.Sci.Eng. Kostadin Zashev

At present, 453 energy reactors are being operated worldwide, generating radioactive waste both during operation and during decommissioning. However, the bulk of them are low- and medium-active, and after processing, conditioning and short-term storage can be removed from regulatory control and returned to the environment. The problem is high-level waste, especially spent nuclear fuel, which must be isolated from the environment for extremely long periods.

The high activity of spent nuclear fuel is mainly due to minor actinides and plutonium, which, although in very small quantities, impose severe requirements and constraints on the processing, transport, storage and proliferation issue. High levels of decay heat and radiotoxicity impose the need for rigorous regulatory control and management of radioactive waste for thousands of years, which is one of the biggest problems of nuclear energy.

Therefore, the main objective of the dissertation thesis is to study the possibility of reducing the danger of radioactive waste by recycling minor actinides in the world's most widely used reactors - the thermal neutron energy reactors.

The conducted software experiment is a study of the transmutation capabilities of thermal neutron reactors in ten different models of minor actinide recycling in one and two stage transmutation schemes. The one-step recycling scheme is a one-time recycling of minor actinides extracted from spent nuclear fuel in one fuel cycle, while two-step recycling is a two-stage recycling of minor actinides in two fuel cycles.

The results obtained from the analysis with regard to the transmutation capabilities of the investigated thermal neutron reactors show that the uranium fuel models are more effective in transmutation of americium-241, whereas the models using mixed uranium-plutonium fuel are more effective in transmutation of neptunium-237. The most effective models in overall reduction of the total amount of minor actinides are VVER-1000 in BWR GE (10x10-8) and VVER-1000 in CANDU.

The models studied, and in particular the VVER-1000 in BWR GE (10x10-8), show that thermal neutron reactors are a very good option for reducing the total number of minor actinides. The transmutation coefficients for this type of reactors are heavily dependent on the amount of minor actinides initially charged, as an increase of the americium-241 and neptunium-237 isotopes in the fresh nuclear fuel leads to increase in their level of transmutation.

The results obtained from the analysis with regard to the influence of transmutation on the nuclear proliferation risk show that minor actinides recycling leads to effective reduction of the volume of minor actinides in radioactive waste and increase in proliferation resistance of fissile materials of the spent nuclear fuel by increasing the plutonium 238/total plutonim and plutonium-240/total plutonium ratio.