

ТЕХНИЧЕСКИ УНИВЕРСИТЕТ – СОФИЯ
Енергомашиностроителен факултет
Катедра „Топлоенергетика и ядрена енергетика”

**ИЗПОЛЗВАНЕ НА СМЕСЕНИ ОКИСНИ
ГОРИВА ПРИ ЕКСПЛОАТАЦИЯТА НА
ЯДРЕНИ СЪОРЪЖЕНИЯ**

АВТОРЕФЕРАТ

на дисертационен труд
за присъждане на образователна и научна степен „доктор”
по докторската програма
„Ядрени енергетични инсталации и уредби“

маг. инж. Ивайло Тошков Найденов

Научен ръководител
доц. д-р инж. Калин Боянов Филипов

Рецензенти:

проф. д-р инж. Бончо Иванов Бонев

доц. д-р инж. Борис Иванов Калчев

София • 2017

Дисертационният труд е с обем 207 страници. Съдържа седем глави, от които три представляват литературен обзор върху тематиката, а четири включват изчислителни изследвания и резултати. Самостоятелно обособени са уводна, заключителна и приносяща части. Трудът съдържа девет приложения. Цитирани са 221 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 27.11.2017 г.

Защитата на дисертационния труд ще се състои на 15.03.2018 г. в Конферентна зала на БИЦ – ТУ-София от 15:00 часа на открито заседание на журито, определено със Заповед № ОЖ-360/07.12.2017 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. Георги Иванов Петков
4. доц. д-р инж. Борис Иванов Калчев
5. доц. д-р инж. Павлин Петков Грудев

Автор: Ивайло Тошков Найденов

Заглавие: „Използване на смесени окисни горива при експлоатацията на ядрени съоръжения“

ВЪВЕДЕНИЕ

Анализите на енергийното потребление в световен мащаб очертават ясно изразена нарастваща тенденция [48,103,203,213]. От друга страна, перспективите пред развитието на ядрената енергетика произтичат от четирите ѝ основни предимства като енергиен източник – висока надеждност, гарантиране на сигурността на енергийните доставки, предсказуемост на експлоатационните разходи и почти нулеви емисии на въглероден диоксид, серни и азотни оксиди и прахови частици [212].

Развитието на ядрената енергетика в Европейския съюз е гарантирано при спазване на пет условия – прилагане на най-стриктни стандарти за ядрена безопасност, гарантиране на ядрената сигурност, ефективно и безопасно управление на отработеното ядрено гориво и радиоактивните отпадъци, осигуряване на устойчивост на разпространение на ядрените материали и диверсификация на доставчиците на ядрено гориво [68].

Освен от природен уран, горивните нужди на енергийните реактори могат да бъдат посрещнати и от вторични източници – излишъци на природен или обогатен уран с различен произход, дообогатен регенериран уран, уран с намалено обогатяване от военен произход, дообогатен обеднен уран, както и плутоний, извлечен от отработено ядрено гориво и от излишък от военни запаси [67]. От 1990 г. насам вторичните източници удовлетворяват между 1% и 50% от нуждите на енергийните реактори, [158]. Рециклирането на плутония понастоящем става под формата на смесени уран-плутониеви оксидни горива (MOX). Използването на плутоний е нарастнало с 23% за периода 2011-2014 г. Реализираните спестявания на природен уран за 2014 г. са 1156 tU [158]. Експлоатацията на MOX горива също така представлява и възможност за намаляване на масата на отработеното ядрено гориво, което се съхранява в различни ядрени съоръжения по света [106,212].

Макар и постепенно, нараства и ролята на затварянето на ядрения горивен цикъл, което заедно с повишаването на достиганите дълбочини на изгаряне на ядрените горива, тяхното усъвършенстване и работата по технологиите за трансмутация на минорните актиниди, както и реакторите от четвърто поколение, водят до повишаване на ресурсната ефективност, устойчивостта на разпространение на ядрени материали и ядрената безопасност, като същевременно се осигуряват условия както за намаляването на масите и обемите на отработените ядрени горива и радиоактивните отпадъци, така и за скъсяване на сроковете за тяхното съхранение. В този контекст, смесените оксидни горива ще играят важна роля за повишаването на ресурсната ефективност, енергийната сигурност, намаляването на обемите на отработените ядрени горива и радиоактивни отпадъци и осигуряването на устойчивостта на разпространение на ядрени материали – условия, необходими за гарантирането на по-нататъшното развитие на ядрената енергетика.

ЦЕЛ И ЗАДАЧИ НА ДИСЕРТАЦИОННИЯ ТРУД

Развитието на ядрената енергетика в световен мащаб е насочено както към повишаване на ядрената безопасност, така и към понижаване на количеството на високоактивните материали, получени при изгарянето на ядрените горива, които трябва да бъдат преработвани и съхранявани. Основната цел, поставена пред дисертационния труд, е да се изследва възможността за частично или пълно затваряне на ядрения горивен цикъл чрез експлоатация на смесени окисни горива, за постигане на по-пълно изгаряне на дялящите се изотопи.

За да бъде постигната поставената цел са дефинирани следните основни задачи:

- Изследване и анализ на ефекта от рециклирането на плутония върху ресурсната ефективност и икономичността на ядрения горивен цикъл на реактори с вода под налягане.
- Определяне на количеството и изотопните вектори на натрупаните минорни актиниди в отработени уранови, MOX и REMIX ядрени горива.
- Определяне на изменението на остатъчното енергоотделяне на отработени уранови, MOX и REMIX горива за период до 300 години след извеждането им от активната зона и определяне на изотопите, които имат основен дял в дългосрочното енергоотделяне.
- Оценка на влиянието на типа на свежото ядрено гориво, постигнатата дълбочина на изгаряне и периода на отлежаване на отработеното ядрено гориво върху устойчивостта на разпространение на делящи се материали, получени в ядрени реактори с вода под налягане. Поради липсата на единен и утвърден подход, по който да бъде проведен анализ на устойчивостта на разпространение, достоверността на получените резултати ще се установи чрез прилагане на изчислителни методики, основаващи се на различни критерии.

СТРУКТУРА НА ДИСЕРТАЦИОННИЯ ТРУД

Настоящият дисертационен труд е структуриран в седем глави, от които три са с обзорен характер, а в четири са синтезирани и анализирани получените резултати от извършената работа. Дисертационният труд завършва с изводи като са открити приносите на докторанта.

ГЛАВА I

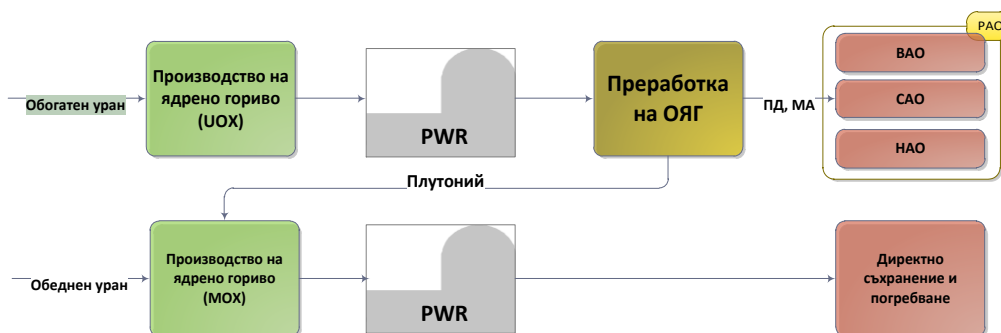
ОБЩИ СВЕДЕНИЯ ЗА ЯДРЕНИТЕ ГОРИВНИ ЦИКЛИ

Последователността от производствени и технологични процеси, свързани с производството на ядрено гориво, получаването на енергия в ядрените реактори, както и управлението и съхранението на отработено ядрено гориво (ОЯГ) и радиоактивни отпадъци (РАО), е известна като *ядрен горивен цикъл* [8,33]. Според начина на управление на отработеното ядрено гориво, горивните цикли могат да бъдат разделени най-общо на две основни категории – отворени и затворени [8,146]. В настоящия момент развитието на ядрените горивни цикли протича в няколко направления, като основните тенденции са добре обобщени от Kessler [116]: увеличаване на дълбочината на изгаряне на ядреното гориво, рециклиране на плутония от ОЯГ, отделяне и трансмутация на минорните актиниди, развитие на различни видове горива, повишаващи устойчивостта на разпространение.

По отношение на нивото си на развитие и приложение ядрените горивни цикли най-общо могат да бъдат групирани в три основни категории [146]: използвани понастоящем схеми на горивния цикъл, както и техни по-развити варианти; частично затворени горивни цикли, които включват многократно рециклиране на плутония, но не и на минорните актиниди и продуктите на делене; изцяло затворени горивни цикли. В първата категория попадат отвореният ядрен горивен цикъл, еднократното рециклиране на плутония под формата на уран-плутониево оксидно гориво (Фигура I-10) и други.

Реакторите от типа ВВЕР традиционно използват отворен горивен цикъл. През последните години, обаче, се разглеждат различни варианти за затварянето му [208]. Налични са множество изследвания за използване на ядрено гориво, произведено на основата на уран-плутониев регенерат. Този тип гориво се нарича REMIX, като с него е възможно да се осъществи цялостно зареждане на активната зона на ВВЕР-1000 без

да се изменят съществено неутронно-физичните ѝ характеристики в сравнение със зареждане с UO_2 . Употребата на REMIX гориво позволява многократно рециклиране на дялящите и възпроизвеждащите материали, налични в отработеното гориво [4,24,37,38,177,196,221].



Фигура I-10. Схема на частично затворен горивен цикъл с еднократно рециклиране на плутония в реактор с вода под налягане [146]

ГЛАВА II

УТИЛИЗАЦИЯ НА ПЛУТОНИЯ И ЕКСПЛОАТАЦИЯ НА УРАН-ПЛУТОНИЕВИ ОКСИДНИ ГОРИВА

Смята се, че двете най-безпроблемни възможности за управление на наличния плутониев инвентар са производство на MOX гориво и изгарянето му в съществуващи реактори и имобилизация в стъклена или керамична матрица [105]. MOX горивата за леководни реактори обикновено съдържат от 4 до 10 w% плутоний [149]. Плутоният, използван за изработка на смесени горива, може да има разнообразен произход и силно вариращ изотопен състав [148]. Ползите от рециклирането на плутония под формата на смесено уран-плутониево гориво включват [152,154]: намаляване на плутониевия инвентар и увеличаване на устойчивостта на разпространение, намаляване на преките нужди от природен уран с около 12%, експлоатацията на MOX в леководни реактори се явява демонстрационен етап за част от технологиите, необходими за въвеждането на изцяло затворени горивни цикли с реактори на бързи неутрони, междинно съхраняваните касети с отработено MOX гориво може да се разглеждат като запас от плутоний, който да се използва за бъдещо зареждане на реактори на бързи неутрони.

Съществуват големи разлики в неутронно-физичните характеристики на дялящите се изотопи ^{235}U и ^{239}Pu – плутоният има по-високи микроскопични сечения на поглъщане и на делене с топлинни неутрони, по-висока енергия, получавана при делене, по-малък дял на закъсняващите неутрони и по-голям среден брой вторични бързи неутрони от едно делене [76,148]. По-големите сечения на поглъщане на топлинни неутрони на ^{239}Pu и ^{241}Pu в сравнение със сечението на ^{235}U водят до втвърдяване на неутронния спектър. Също така се наблюдават повече на брой резонанси, които са по-големи в областта на епитепалните неутрони (0,3 – 1,5 eV). Основните ефекти, проявяващи се при експлоатацията на MOX горива в леководни реактори, са следните:

- Втвърдяването на неутронния спектър води до намаляването на физическото тегло на регулиращите органи и изгарящите поглъщатели.
- Частните коефициенти на реактивност по температура на горивото и температура на забавителя придобиват по-отрицателни стойности, което прави реактивностните транзienti по-бързи. Това води и до внасяне на по-висока положителна реактивност при разхлаждане.

- Локалното енергоотделяне в МОХ гориво, намиращо се в съседство с уранов диоксид или водно пространство, е по-високо поради по-мекия неутронен спектър в съседните региони. Това води до локални пикове на мощността.
- Големите микроскопични сечения на поглъщане на плутониевите изотопи водят до намаляване на средното време на живот на мигновените неутрони.
- Запасът от реактивност на уран-плутониевото гориво намалява по-бавно поради по-високия коефициент на възпроизводство и конкуренцията между реакциите на делене и на радиационен захват.
- По-високите сечения на поглъщане водят до по-висока радиална неравномерност на енергоотделянето.
- Наличието на делящи се изотопи на минорни актиниди (^{242m}Am , ^{243}Cm и ^{245}Cm) внася допълнителна реактивност при по-високи дълбочини на изгаряне.
- Добивът на ^{135}Xe при делене на плутоний е сходен с добива при делене на уран. Поради по-твърдия неутронен спектър отравянето и ксеноновите колебания при експлоатацията на МОХ са по-ниски.
- Гама- и неутронните източници в свежото МОХ гориво са по-значителни в сравнение с тези в свежото ураново гориво, което обуславя до осемкратно по-високи дозови натоварвания [72,73,76,133,148,149,175,197].

За получаването на резултатите, представени в настоящия дисертационен труд, са използвани основно изчислителни модули от пакета софтуерни продукти SCALE 6.1, разработен от Националните лаборатории „Оук Ридж“, САЩ [162]. Ограничено приложение е намерил и софтуерният инструмент за пресмятане на материални баланси на ядрени горивни цикли VISTA, разработен от Международната агенция по атомна енергия [87].

ГЛАВА III

НЕРАЗПРОСТРАНЕНИЕ НА ЯДРЕНИ МАТЕРИАЛИ

Актуалността на проблемите, свързани с неразпространението на ядрени материали, произтича от обстоятелството, че ядрената енергетика се счита за технология с двойно предназначение [111,116], а възможността за разпространение създава пречки пред нейното развитие, тъй като води до негативно възприемане на ядрените технологии като цяло [70]. Устойчивостта срещу разпространение е едно от основните изисквания към енергийните реактори от поколение IV и съответно към стратегията и конфигурацията на горивните им цикли [159,199]. Смята се, че разпространението на ядрени материали е сред най-сериозните проблеми, стоящи пред бъдещото развитие на ядрената енергетика [121]. Особено внимание на проблема се обръща от 2000 г. насам [128], като основните притеснения за увеличаването на риска от разпространение идват от запасите от плутоний, натрупвани в световен мащаб [47], тъй като той е смятан за един от най-важните материали от гледна точка на неразпространението [121].

Неразпространението на ядрени материали е дефинирано от Международната агенция по атомна енергия като такава характеристика на ядрена система или съоръжение, която възпрепятства отклонението или недекларираното производство на ядрен материал, както и злонамереното използване на ядрена технология от държава за придобиване на ядрено оръжие или друг ядрен експлозив [95]. в този случай злоупотребата с ядрените съоръжения и/или ядрения материал би се извършила от страната, която ги притежава [43].

Придобиването на материал за производството на ядрено оръжие може да протече по три начина [216]: производство на свръхвисокообогастен уран; извличане на делящ материал (основно ^{233}U и ^{239}Pu) от отработено ядрено гориво; отклоняване,

кражба, завземане, покупка или получаване на дялящ материал. Гражданските ядрени програми могат да бъдат свързани с всички гореизброени процеси, ако в тях са налични етапи на изотопно разделяне и/или радиохимична преработка [216]. От гледна точка на устойчивостта на разпространение, нерегламентираните дейности протичат основно на пет етапа – отклоняване на материал, нерегламентирано използване на ядрено съоръжение, транспорт, преработка и производство на оръжие [58].

Двата основни признака, по които може да бъде класифициран плутоният, са концентрацията на ^{238}Pu и съдържанието на ^{240}Pu . Една от основните класификации на плутония, която се използва понастоящем, го категоризира в пет класа в зависимост от съдържанието на ^{240}Pu . Тези категории са обобщени в Таблица III-2.

Таблица III-2. Класове плутониеви изотопни смеси според концентрацията на ^{240}Pu и тяхната използваемост за направата на ядрен експлозив [168]

Класове чистота по ^{240}Pu	Pu-240	Използваемост
Свърхвисок клас (SG)	< 3%	Най-добра
Оръжеен клас (WG)	3-7%	Стандартен материал
Горивен клас (FG)	7-18 %	Практически използваем
Реакторен клас (RG)	18-30 %	Възможно използваем
MOX клас	> 30 %	Практически неизползваем

Таблица III-10. Основни характеристики на плутониевите изотопи [168]

	Период на полуразпад	Критична маса без отражател	Критична маса без отражател [171]	Изчислена критична маса без отражател	Брой спонтанни неутрони	Енерго-отделяне
	год.	kg	kg	kg	$(n \cdot \text{kg}^{-1}) \cdot \text{s}^{-1}$	W/kg
^{238}Pu	87,7	10	9,03	9,72	2 600 000	560,0
^{239}Pu	24 100,0	10	10,23	10,11	22	1,9
^{240}Pu	6 560,0	40	31,45	37,43	910 000	6,8
^{241}Pu	14,4	10	12,24	13,09	49	4,2
^{242}Pu	376 000,0	100	62,20	89,98	1 700 000	0,1

Доколко плутоният, получен в отработеното ядрено гориво на енергийни реактори, е използваем, е тема на широк дебат в научната общност от няколко десетилетия, като мненията варират между двете крайности. Основните позиции в дебата са систематизирани от Kessler и колектив в [114]. Част от тази неяснота се дължи на липсата на международно призната методика и установени стандартизирани критерии за анализ на устойчивостта на разпространение [138], както и на факта, че много от данните, необходими за извършването на по-пълно и достоверен анализ, не са общодостъпни [41,115].

Най-често свързваните с устойчивостта на разпространение атрибути за анализ на използваемостта на ядрените материали са критичната маса на сфера без отражател от материала, специфичното енергоотделяне, емисията на неутрони при спонтанно делене и радиационната бариера [47,70]. Тези фактори съставят т. нар. изотопна бариера пред разпространението [193]. Основните физични свойства на основните плутониеви изотопи, влияещи на изотопната бариера, са обобщени в Таблица III-10. Влошаването на оръжейното качество на плутония (т.нар. денатуриране) чрез увеличаване на концентрацията на ^{238}Pu и/или ^{240}Pu е широко изследвано [114,116,120-122]. Влиянието на увеличаването на специфичното енергоотделяне с цел определяне на стойности за концентрациите на ^{238}Pu , над които материалът е неизползваем за неграждански цели, е извършено от Kessler и колектив [114] и Kimura и колектив [121],

като авторите препоръчват минимални стойности за концентрацията на ^{238}Pu в изотопната смес в зависимост от нивото на използваната технология. Смята се, че извън страните, разполагащи с ядрен арсенал, може да се приеме евентуално наличие на ниска технология (LT) [114,183]. Поради тази причина в последващите анализи на изотопната бариера на плутония, извлечен от отработено гориво на реактори с вода под налягане, са използвани стойностите на критериите за ниска технология.

Барьерите пред нерегламентираното разпространение на ядрени материали се разделят на вътрешноприсъщи и външни [95,193]. Вътрешноприсъщите бариери могат да бъдат физически, които са свързани със свойствата на материалите, и технически, които са свързани с характеристиките и достъпа до съоръжения, с наличието на специалисти с достатъчно познания и умения, както и с времето, което е на разположение за конструирането на ядреното взривно устройство. Външните фактори са свързани с мерките по контрол на ядрените материали и нерегламентираното използване на ядрени съоръжения [95].

За оценка на използваемостта на ядрените материали са налични няколко методики. Методиката *'Figure of Merit'* е предложена от екип на лабораториите „Лос Аламос“ за оценка на използваемостта на ядрени материали за нелегална изработка на ядрено експлозивно устройство, отчитайки няколко фактора от вътрешноприсъщите бариери, които имат основен принос при неразпространението на ядрени материали. Методиката пресмята два коефициента в зависимост от типа организация, желаеща да придобие ядрен експлозив. В тези коефициенти са включени количествени оценки за критичната маса на сфера без отражател, енергоотделянето, дозовото натоварване и броя спонтанни неутрони. Методиката *'Figure of Merit'* може да се използва за оценка на чисти материали, например плутоний в метална форма, вече отделен от отработеното гориво. Друга методика е многофакторният анализ на полезността, разработен от колектив от Университета в Тексас [55]. Той разглежда 14 атрибута на устойчивостта на разпространение, на които са зададени относителни тегла. За всеки атрибут се изчислява стойност, която в повечето случаи е точка от определена функция на полезност. Сумата от произведенията на стойността на функцията на полезност с относителното тегло на всеки атрибут за i -тия етап в изследвания процес се нарича статична устойчивост на разпространение.

ГЛАВА IV

ВЛИЯНИЕ НА ИЗПОЛЗВАНЕТО НА СМЕСЕНИ УРАН-ПЛУТОНИЕВИ ОКСИДНИ ГОРИВА ВЪРХУ МАТЕРИАЛНИЯ БАЛАНС НА ЯДРЕНИЯ ГОРИВЕН ЦИКЪЛ

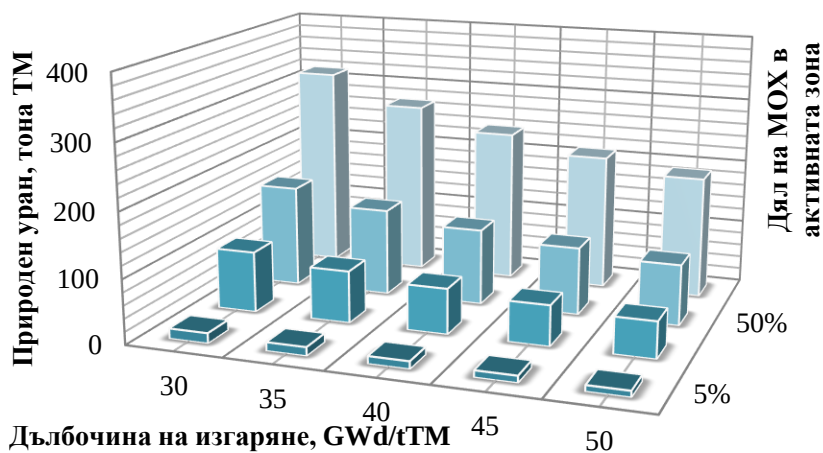
Анализ на горивен цикъл на PWR

За анализ на материалните спестявания, реализирани от използването на смесено уран-плутониево гориво, е разгледан референтен реактор с вода под налягане (PWR) с брутна електрическа мощност 1000 MW, коефициент на използване на инсталираната мощност 0,85 и брутен термодинамичен к.п.д. на енергийния блок от 32,6%. Разгледани са материалните потоци при използване на ураново и уран-плутониево (MOX) гориво и са пресметнати материалните спестявания при различни дълбочини на изгаряне и различен дял на MOX горивото в активната зона. Урановото гориво е с обогатяване по ^{235}U от 4,4%, дялът на плутония в MOX горивото е 7,23%, а останалата част е обеднен уран с концентрация на ^{235}U от 0,3%. Пресмятанията са извършени със софтуер за анализ на материалния баланс на горивните цикли VISTA [87].

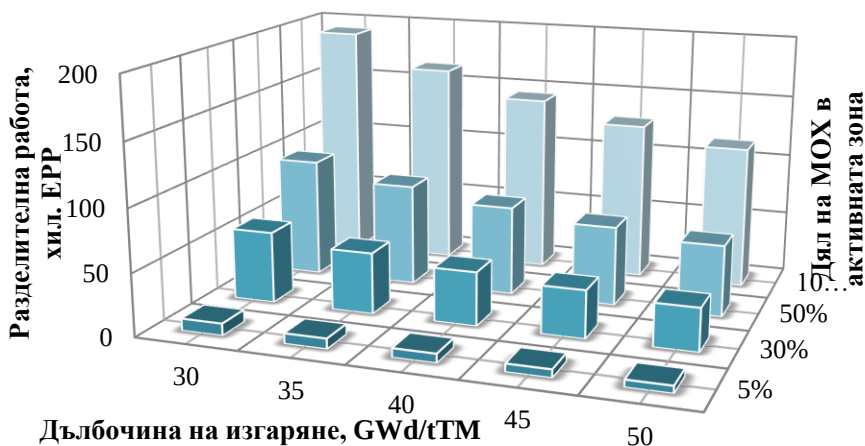
Резултатите, показващи реализираните спестявания от използване на MOX гориво в сравнение с използване на ураново гориво в зависимост от достигнатата дълбочина на изгаряне и количеството уран-плутониево гориво, заредено в активната

зона, са показани на Фигура IV-1 – Фигура IV-3. От резултатите се вижда ясна тенденция на увеличаване на спестяванията на уранов концентрат, природен уран и разделителна работа. Използването на смесено оксидно гориво както при реактори, при които е възможно зареждане на активната зона с MOX гориво до $\frac{1}{3}$, така и при по-съвременни реактори, които позволяват работа със 100% зареждане с MOX гориво, позволява реализирането на значителни икономии на първичен ресурс под формата на концентрат и природен уран, като едновременно с това се намаляват нуждите от разделителна работа, съответно намалява и нуждата от инсталирана мощност на заводите за изотопно разделяне.

Допълнителен положителен ефект от използването на уран-плутониеви горива е възможността да се утилизират по-пълно делящите се материали, налични в отработеното ядрено гориво, както и да се оползотвори обедненият уран, явяващ се като отпаден продукт от процеса на изотопно обогатяване и който понастоящем преимуществено се складира и намира ограничено приложение.



Фигура IV-1. Реализирани годишни спестявания на природен уран



Фигура IV-3. Реализирани годишни спестявания на разделителна работа

За да се оцени ресурсната ефективност на рециклирането на плутония е необходимо да бъде изследвано изгарянето на ураново гориво, да бъде определен изотопният състав на плутония след отлежаването му и да бъде пресметнато допълнителното енергопроизводство от върнатите в цикъла под формата на MOX гориво обеднен уран и плутоний. За целта е подбрано ядрено гориво от типа W17×17 на производителя „Уестингхауз“, с начално обогатяване 4,8% и проектна дълбочина на изгаряне 62 000 MWd/tTM, което е типичен представител на най-съвременните ядрени горива [211]. Параметрите на реактора са електрическа мощност 1000 MW, коефициент

на използване на инсталираната мощност 0,85 и брутен термодинамичен к.п.д. на енергийния блок от 32,6%. В този случай, при използване на ураново гориво, нужното годишно зареждане с обогатен уран е 15,35 tTM, а необходимият природен уран за производството му е 168,06 tTM. Полученият в резултат на обогатяването обеднен уран е 152,71 tTM. Във втория етап на горивния цикъл – работата с MOX гориво, е постигната дълбочина на изгаряне, идентична с тази на горивото W17×17 – 62 000 MWd/tTM при същите експлоатационни характеристики на реактора. В резултат необходимото начално количество тежък метал отново е 15,35 tTM, но в случая не е необходим нито природен уран, нито се произвежда обеднен уран. За производството на нужното уран-плутониево гориво са консумирани 1,11 tTM плутоний и 14,24 tTM обеднен уран.

В резултат на повторното използване на материали се повишава и използваемостта на природния ресурс. При отворен горивен цикъл с гориво W17×17 за производството на 1 TWh електроенергия са необходими 22,57 tTM природен уран като при неговото производство се получават 20,51 tTM обеднен уран. За производството на 15,35 tTM MOX гориво с концентрация на плутоний 7,23% са нужни 1,11 tTM плутоний и 14,24 tTM обеднен уран, от които се генерират 7,446 TWh електроенергия. От тези данни се установява, че за производството на 1 TWh са необходими 148,94 kgTM плутоний и 1,911 tTM обеднен уран. От 1 tTM първоначално заредено ураново гориво се получават 12,784 kgTM плутоний. При обогатяване по ^{235}U на свежото гориво от 4,8%, за получаването на 1 tTM обогатен уран са необходими 10,95 tTM природен уран, при което се генерират 9,95 tTM обеднен уран. Това означава, че от 1 tTM природен уран се получават 1,167 kgTM плутоний и 0,909 tTM обеднен уран, при така разглежданата схема на изгаряне. При отворен горивен цикъл за производството на 1 TWh електроенергия са нужни 22,57 tTM природен уран, от които могат да се генерират 26,34 kgTM плутоний, които да допроизведат още 0,18 TWh електроенергия при рециклиране, което е повишаване на използваемостта на първоначалния ресурс с 18%.

Свързване на горивните цикли на ВВЕР-1000 и AP1000

Таблица IV-5. Материални баланси на горивните цикли на ВВЕР-1000 и AP1000 при използване на ураново и уран-плутониево гориво

		ВВЕР-1000 UOX	AP1000 UOX	AP1000 MOX
$G_x (G_{\text{MOX}})$	tTM	15,129	15,996	15,996
G_0	tTM	171,162	175,143	0,000
G_y	tTM	156,034	159,147	0,000
ΔU	EPP	107 427,76	108 931,96	0,000
G_{U308}	t	145,140	148,516	0,000

Основната цел на този анализ е да се анализират ефектите върху материалния и суровинен баланс при възможността за свързване на горивните цикли на реактор от типа ВВЕР-1000 и реактор от типа AP1000. Разглежда се преработка на отработеното ураново гориво от реактор тип ВВЕР-1000, производство на MOX гориво от възпроизведения плутоний и изгарянето на това гориво в активната зона на реактор от типа AP1000. При 100% зареждане на активната зона на AP1000 с MOX гориво, годишните материални спестявания биха възлизали на годишните нужди при работа на реактора с ураново гориво. В изчисленията не е взет предвид ефектът от производство на MOX гориво върху складовите наличности на обеднен уран, тъй като страната не разполага с такива. Входните данни са подбрани така, че да бъдат възможно най-близки

до параметрите на инсталираните ядрени мощности у нас. В Таблица IV-7 е показана годишната маса на материала, подлежащ на погребване при прилагането на различни горивни цикли за реакторите ВВЕР-1000 и АР1000, като се приема, че радиохимичната преработка се извършва на десетата година от отлежаването на отработеното ядрено гориво. В Таблица IV-8 е показана годишната маса на материала подлежащ на погребване при няколко сценария на паралелна експлоатация на ВВЕР-1000 и АР1000.

Таблица IV-7. Маса на годишно произвеждания материал, подлежащ на погребване, в случаите с и без радиохимична преработка

Вариант	Маса, tHM
ВВЕР-1000 (общо ОЯГ)	15,129
ВВЕР-1000 (без U и Pu)	1,049
АР1000 UOX (общо ОЯГ)	15,996
АР1000 UOX (без U и Pu)	1,025
АР1000 MOX (общо ОЯГ)	15,996
АР1000 MOX (без U и Pu)	2,846

Таблица IV-8. Годишна маса на материала, подлежащ на погребване, при различни сценарии на паралелна експлоатация на ВВЕР-1000 и АР1000, tTM

Сценарий	Маса, tTM
ВВЕР-1000 + АР1000 UOX – без преработка	31,125
ВВЕР-1000 + АР1000 MOX – без преработка	31,125
ВВЕР-1000 + АР1000 UOX – пълна преработка	2,074
ВВЕР-1000 + АР1000 MOX – само преработка на UOX	17,045
ВВЕР-1000 + АР1000 MOX – UOX & MOX преработка	3,895

Заклучение

Връщането на плутония в горивния цикъл води до значителни икономии на първоначален ресурс (природен уран) – между 5 и 100% от нужния за производството на обогатен уран за едно зареждане, в зависимост от дяла на MOX горивото в активната зона. В допълнение, чрез използването на съвременни ядрени горива и еднократно рециклиране на плутония, получен от отработено ураново гориво, може да се постигне повишаване на използваемостта на първичния ресурс с до 1/5. Възможността за увеличаване на дълбочината на изгаряне също води правопрпорционално до ресурсни спестявания. Допълнителни ефекти от затварянето на цикъла са оползотворяването на големи количества обеднен уран и намаляване на необходимостта от изотопно обогатяване. Рециклирайки отработено ураново гориво, масата на материала, подлежащ на погребване, намалява 15 пъти. В зависимост от това дали отработеното MOX гориво ще бъде преработвано или не, при съвместна работа на реактори от типа ВВЕР-1000 и АР1000 в общ ядрен горивен цикъл, масата на материала, подлежащ на погребване, може да бъде намалена между 1,8 и 8 пъти в сравнение с базовия случай без преработка.

ГЛАВА V

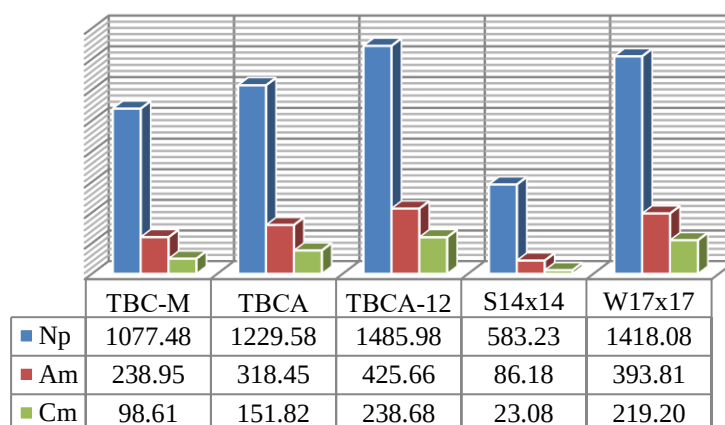
ВЛИЯНИЕ НА ТИПА НА ЯДРЕНИЯ ГОРИВЕН ЦИКЪЛ ВЪРХУ АКТИНИДНИЯ СЪСТАВ НА ОТРАБОТЕНИТЕ ГОРИВА

Маса и състав на минорните актиниди при спиране на реактора

За анализа на отворения горивен цикъл са подбрани пет типа горивни касети (Таблица V-2). Изследването е проведено с модула за пресмятане на изотопни състави ORIGEN, част от компютърния код SCALE6.1 [162]. Разгледани са референтни ядрени реактори с брутна електрическа мощност 1000 MW, брутен термодинамичен коефициент на полезно действие на енергийния блок 32,6% и коефициент на използване на инсталираната мощност 85%.

Таблица V-2. Характеристики на изследваните горивни касети

	TBC-M [198]	TBCA [198]	TBCA-12 [198]	S14×14 [66]	W17×17 [60,211]
Обогатяване по ^{235}U , %	4,31%	4,40%	4,95%	3,13%	4,80%
Проектна дълбочина на изгаряне, MWd/tM	49 000	55 000	65 000	30 000	62 000



Фигура V-2. Обща концентрация на минорните актиниди в отработеното ядрено гориво при извеждане от активната зона, g/t тежък метал

Получените резултати показват закономерно увеличаване на генерираните актиниди при увеличаване на дълбочината на изгаряне, породено от по-високата начална стойност на обогатяването и по-дългата кампания на ядреното гориво (Фигура V-2). При анализа на смесеното уран-плутониево гориво са изследвани конструкции на горивни касети, намиращи приложение в западноевропейски или американски реактори. Поради липсата на стандартизиран изотопен състав на свежото MOX гориво са разгледани два вида горива, условно обозначени с MOX1 и MOX2. Изотопният състав на плутония в тях е избран по литературни данни (Таблица V-4), като е прието, че концентрацията на ^{235}U в обеднения уран, използван за производството на горивото, е 0,3%. За всяко от горивата са разгледани два подслучая в зависимост от масовия дял на плутония в горивото – съответно 5% и 7,23%.

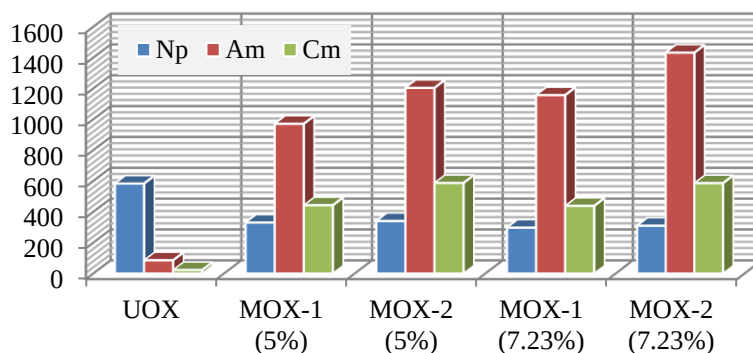
При анализа на смесеното уран-плутониево гориво са изследвани конструкции на горивни касети, намиращи приложение в западноевропейски или американски реактори. Поради липсата на стандартизиран изотопен състав на свежото MOX гориво

са разгледани два вида горива, условно обозначени с MOX1 и MOX2. Изотопният състав на плутония в тях е избран по литературни данни (Таблица V-4), като е прието, че концентрацията на ^{235}U в обеднения уран, използван за производството на горивото, е 0,3%. За всяко от горивата са разгледани два подслучая в зависимост от масовия дял на плутония в горивото – съответно 5% и 7,23%.

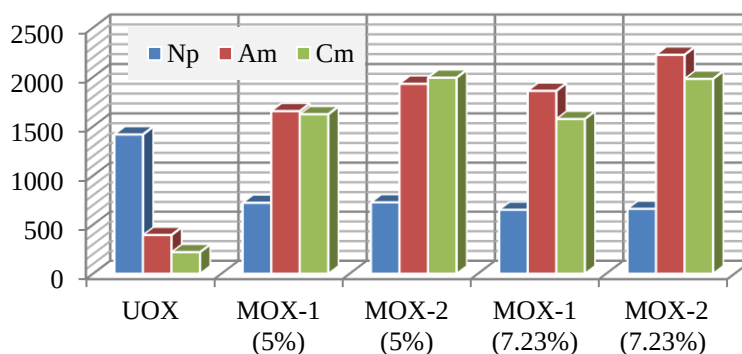
Таблица V-4. Изотопен състав на плутония, използван за изработката на смесените горива

Изотоп	MOX1 [87]	MOX2 [46]
^{238}Pu	0,92%	2,56%
^{239}Pu	61,82%	53,16%
^{240}Pu	22,20%	27,73%
^{241}Pu	10,96%	9,52%
^{242}Pu	4,10%	7,02%

S14x14



W17x17



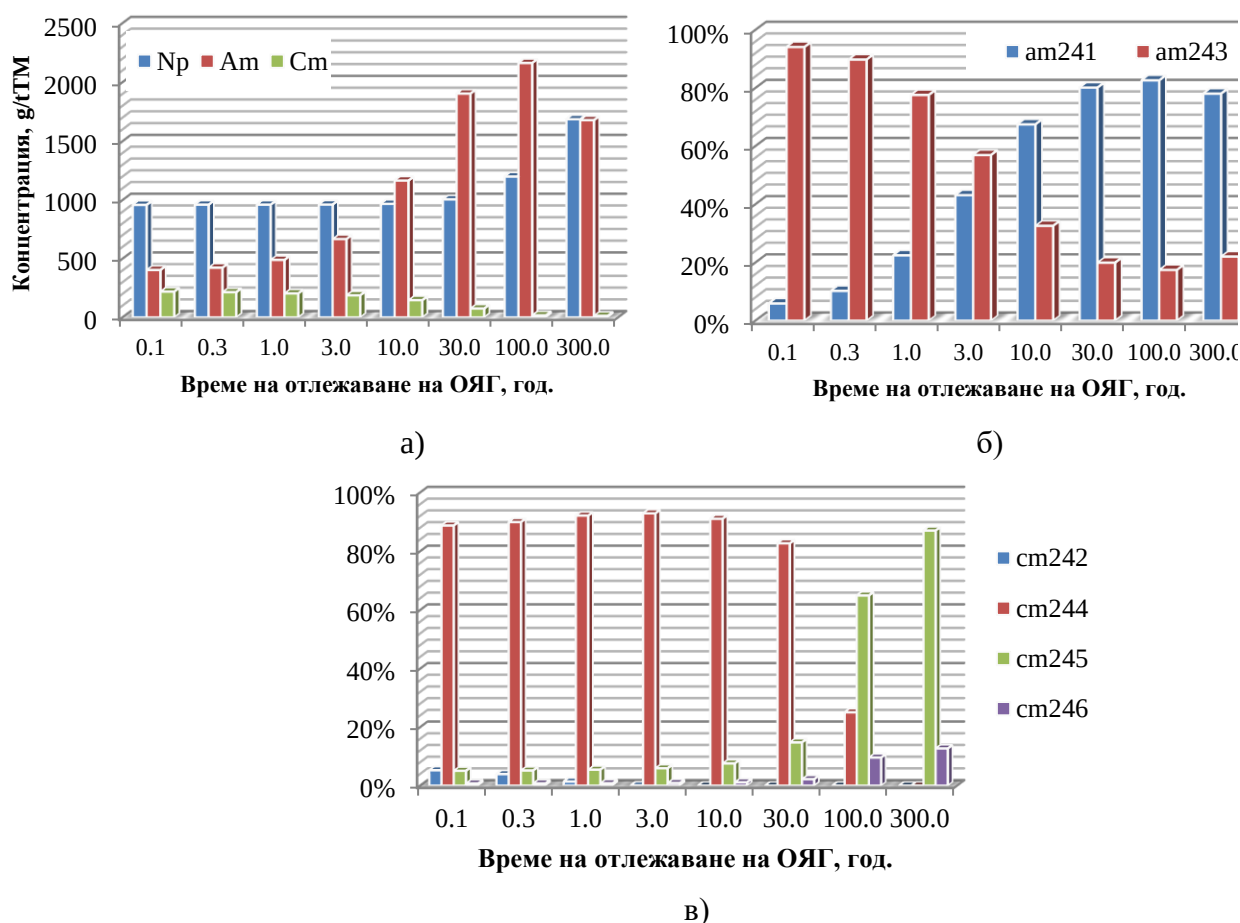
Фигура V-5. Концентрации на минорните актиниди в отработено ураново и уран-плутониево гориво

Разгледаните ядрени реактори са референтни. Достигнатите дълбочини на изгаряне са 30 000 MWd/tM за касети S14×14 и 62 000 MWd/tM за касети W17×17. Изследването е проведено с модула за пресмятане на изотопни състави ORIGEN, част от компютърния код SCALE6.1 [162]. Ефектите от началния състав на свежото гориво и дълбочината на изгаряне стават очевидни при директното съпоставяне на ураново и MOX гориво (Фигура V-5). При MOX горивото се зареждат ядра предшественици на минорните актиниди, което обуславя високата им крайна концентрация в отработеното гориво, като в същото време концентрациите на Am и Cm превишават тази на Np,

който е основният минорен актинид в отработеното ураново гориво, но няма принос в енергоотделянето, а специфичната активност на ^{237}Np е по-ниска съответно със 7 порядъка от тази на ^{242}Cm , с 5 порядъка от тази на ^{244}Cm и с 2 порядъка от тази на ^{243}Am .

Маса и състав на минорните актиниди при отлежаване на горивото

Тъй като голяма част от нуклидите, находящи се в отработеното гориво, са нестабилни, изотопният му състав се изменя с течение на времето. Това означава, че характеристиките на отработеното ядрено гориво се променят в течение на процеса на неговото управление – дългосрочно съхранение и/или радиохимична преработка. Поради тази причина е необходимо да бъде изследвано и влиянието на времето за отлежаване върху състава на отработеното гориво.



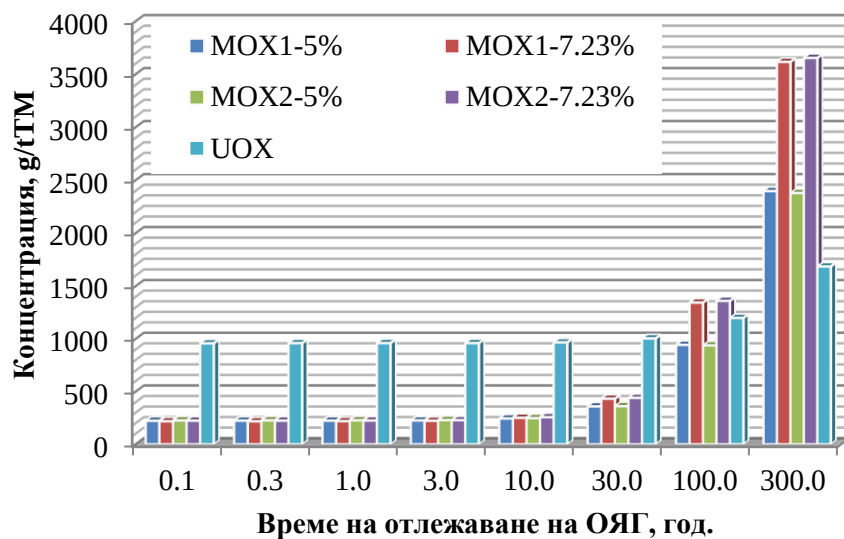
Фигура V-8. Изменение на концентрациите на нептуний, америций и кюри в ОЯГ (а), на изотопния състав на америция (б) и на изотопния състав на кюри (в) в касета $W17 \times 17$

Нептуният се състои само от изотопа ^{237}Np , който е продукт на разпада на ^{237}U . След около тридесетата година концентрацията му започва да нараства, което се дължи на α -разпада на ^{241}Am ($T_{1/2} = 432,6 \text{ год.}$). Концентрацията на америция нараства с течение на времето, което се дължи на разпада на ^{241}Pu , при което изотопът ^{241}Am става основният америциев изотоп в отработеното ядрено гориво, тъй като концентрацията на ^{243}Am се изменя слабо в първите 100 години ($T_{1/2} > 7000 \text{ год.}$). След първото столетие общата концентрация на америция намалява, което се дължи основно на радиоактивния разпад на ^{241}Am . След отлежаване за период от триста години концентрациите на америций и нептуний са изравнени.

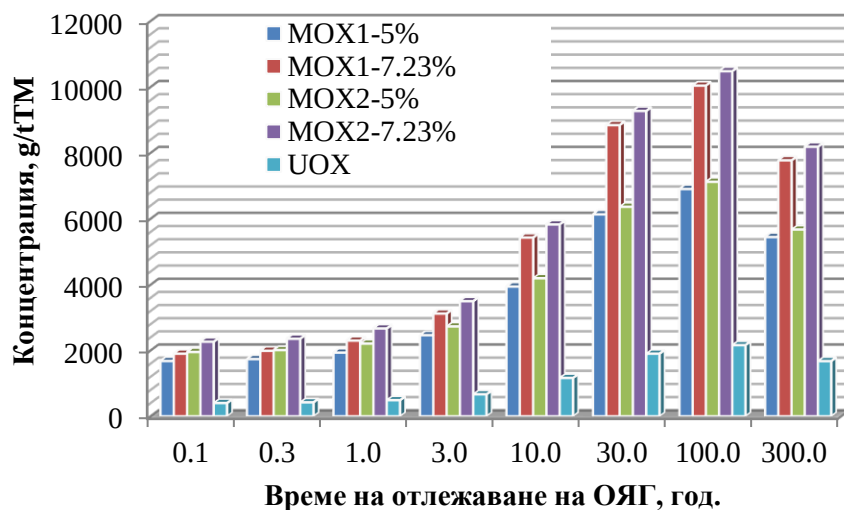
От своя страна, кюрят се състои основно от ^{244}Cm и ^{245}Cm , както и от малки количества ^{246}Cm . Веднага след извеждането на горивото от активната зона на реактора е наличен и изотопът ^{242}Cm (около 5% от общия кюрй), но той се разпада в рамките на първите 3 години. От друга страна, периодът на полуразпад на ^{244}Cm , който след извеждането е доминиращ изотоп (около 90%), е около 18 години, така че в края на разглеждания период, този изотоп отсъства от отработеното гориво. Останалите в края на разглеждания период изотопи са ^{245}Cm (около 87%) и ^{246}Cm , но общата им концентрация е около 12 g/tTM, докато след извеждането от активната зона общата концентрация на кюрйа е около 200 g/tTM. Тези тенденции са илюстрирани графично на Фигура V-8.

Анализите за уран-плутониевото (MOX) гориво, проведени в настоящето изследване, са извършени по аналогичен начин като тези за урановото гориво, представени по-горе. На Фигура V-10 са представени концентрациите на минорните актиниди в различните отработени уран-плутониеви горива за касета W17×17. От тези резултати може да се направи заключението, че характерът на изменението на концентрациите на нептуния, америция и кюрйа е същият както при отработено ураново гориво. В този случай, обаче, концентрацията на нептуния е по-ниска отколкото е в отработеното ураново гориво, което се дължи на ниската концентрация на ^{235}U в свежото смесено гориво. Поради факта, че основният път за получаване на ядрото-предшественик на ^{237}Np , ^{237}U , е $^{235}\text{U}(n;\gamma)^{236}\text{U}(n;\gamma)^{237}\text{U}$, ниската начална концентрация на ^{235}U обуславя по-ниски вероятности за генериране на ^{237}U и оттам предопределя по-ниските концентрации на ^{237}Np . Концентрациите на америций и кюрй са много по-големи при отработените MOX горива, отколкото при урановото ОЯГ, тъй като със свежото MOX гориво се зареждат техни ядра-предшественици. Така америцият и кюрят започват да се натрупват по-рано, тъй като не е необходимо време, за да се генерират първо техните ядра-предшественици, както е в урановото гориво.

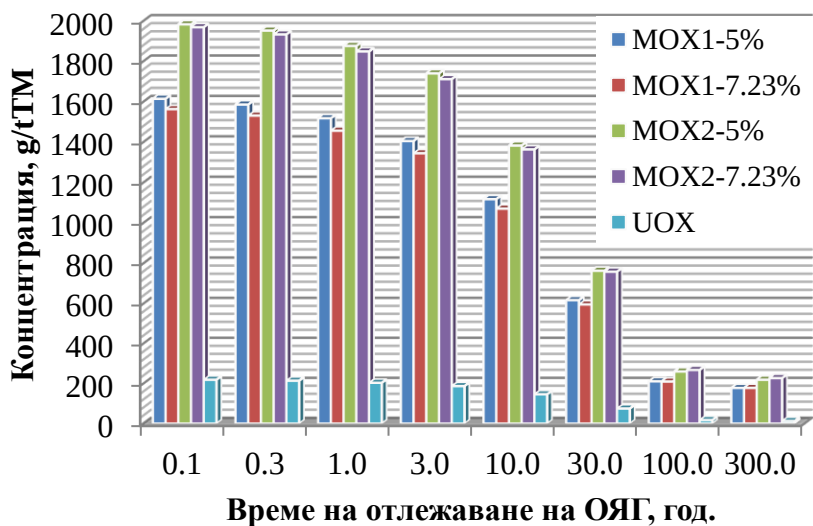
По отношение на изотопните състави на минорните актиниди, закономерностите, които са валидни за отработени уранови горива, се проявяват и при уран-плутониевите горива. Тези тенденции са илюстрирани на Фигура V-10. Изчислената постигната дълбочина на изгаряне на REMIX горивата е 48 647 MWd/tU. Получените резултати са сравнени с резултатите, получени при анализ на горивна касета ТВС-М (проектно обогатяване 4,31% и проектна дълбочина на изгаряне 49 000 MWd/tU [198]) и условно MOX гориво. Разгледано е гориво MOX1 (^{238}Pu – 0,046%; ^{239}Pu – 3,091%; ^{240}Pu – 1,110%; ^{241}Pu – 0,548%; ^{242}Pu – 0,205%; ^{238}U – 94,715%; ^{235}U – 0,285%) с 5% масов дял на плутония. Горивото е облъчено до 49 000 MWd/tU в горивна касета за PWR 17×17. Това условно уран-плутониево гориво е подбрано за целите на сравнителния анализ, тъй като от разгледаните в точка V.3.2 горива то произвежда най-малко минорни актиниди. Получените резултати за концентрациите на минорните актиниди в различните разновидности отработени горива са представени в графичен вид на Фигура V-11. Освен сумарните концентрации на нептуния, америция и кюрйа, приложение намират и данните за изотопните състави на всеки един от тези елементи, тъй като изменението им оказва влияние върху радиационните характеристики и мощността на остатъчното енергоотделяне на отработените ядрени горива. Тези данни са обобщени в Таблица V-15 и Таблица V-16.



а)

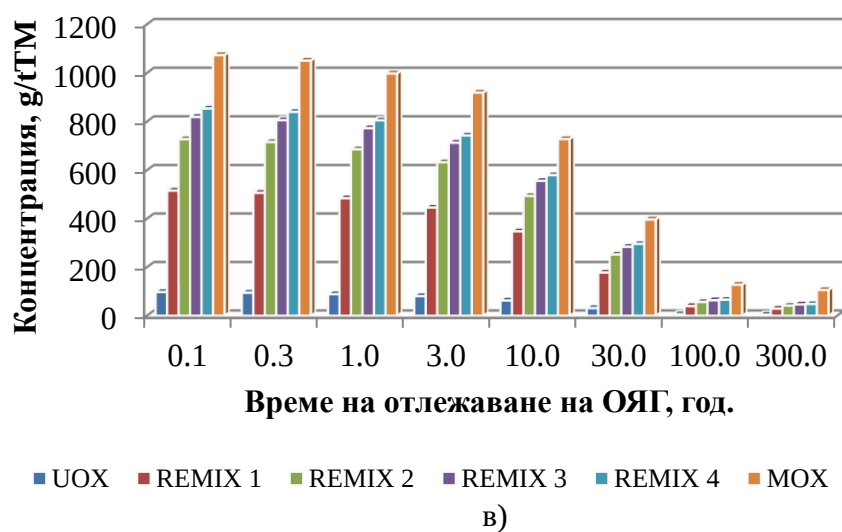
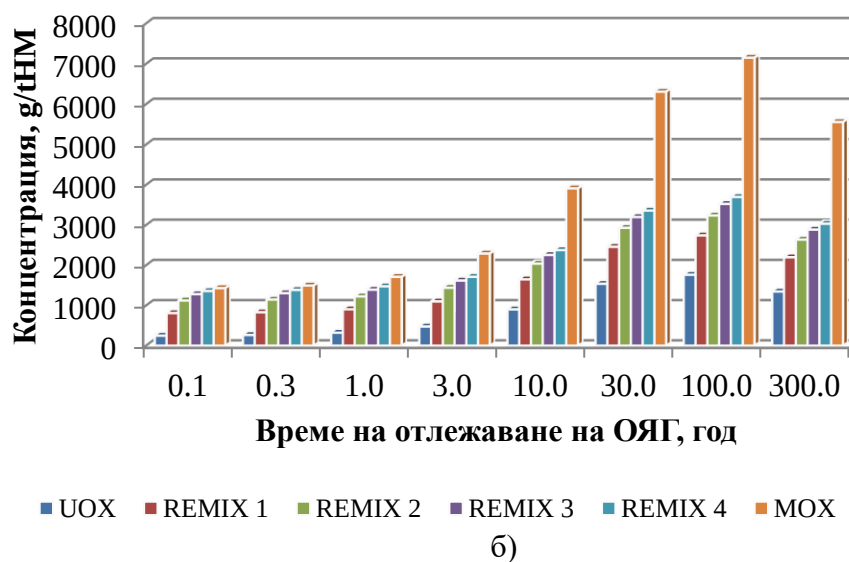
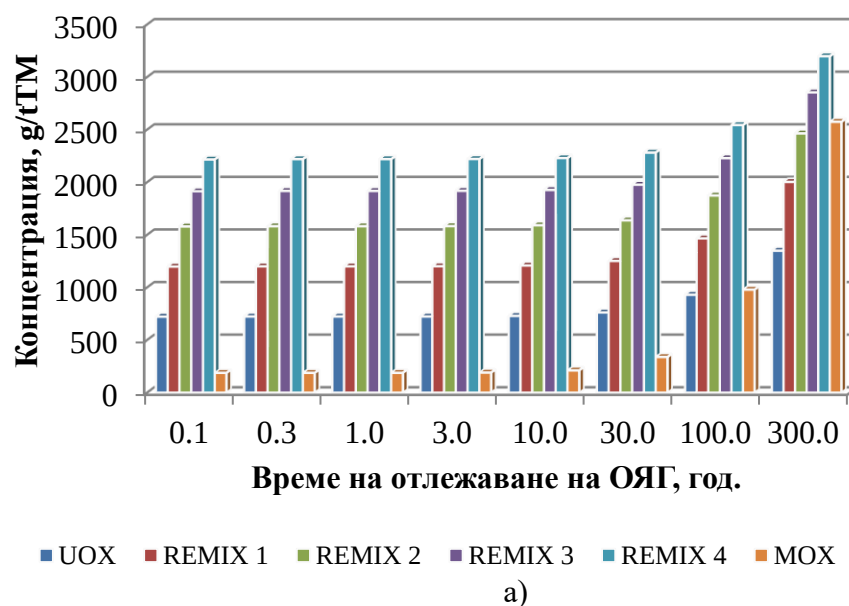


б)



в)

Фигура V-10. Изменение на концентрациите на нептуния (а), америция (б) и кюрия (в) в отработено ураново и уран-плутониево гориво от касета W17×17



Фигура V-11. Концентрации на нептуний (а), америций (б) и кюрий (в) в различните типове горива като функция на времето на отлежаване

*Таблица V-15. Изменение на изотопния състав на америция
като функция на времето за отлежаване*

Вид гориво	Изотоп	0,1	0,3	1,0	3,0	10,0	30,0	100,0	300,0
		год.	год.	год.	год.	год.	год.	год.	год.
REMIX 1	am241	4.46%	6.92%	14.47%	29.70%	53.13%	68.64%	72.08%	65.85%
	am242m	0.07%	0.07%	0.06%	0.05%	0.03%	0.02%	0.01%	0.01%
	am243	95.47%	93.01%	85.47%	70.25%	46.84%	31.34%	27.91%	34.14%
REMIX 2	am241	3.91%	5.88%	12.05%	25.18%	47.24%	63.32%	67.04%	60.31%
	am242m	0.07%	0.07%	0.06%	0.05%	0.03%	0.02%	0.01%	0.01%
	am243	96.02%	94.05%	87.89%	74.77%	52.72%	36.66%	32.95%	39.69%
REMIX 3	am241	3.83%	5.66%	11.44%	23.90%	45.44%	61.59%	65.40%	58.52%
	am242m	0.07%	0.07%	0.06%	0.05%	0.04%	0.02%	0.02%	0.01%
	am243	96.10%	94.27%	88.49%	76.05%	54.53%	38.39%	34.59%	41.47%
REMIX 4	am241	3.88%	5.68%	11.37%	23.65%	45.04%	61.18%	65.00%	58.11%
	am242m	0.07%	0.07%	0.06%	0.05%	0.04%	0.02%	0.02%	0.01%
	am243	96.05%	94.25%	88.57%	76.29%	54.93%	38.79%	34.99%	41.88%

*Таблица V-16 Изменение на изотопния състав на кюрия
като функция на времето за отлежаване*

Вид гориво	Изотоп	0,1	0,3	1,0	3,0	10,0	30,0	100,0	300,0
		год.	год.	год.	год.	год.	год.	год.	год.
REMIX 1	cm242	4,13%	3,08%	1,09%	0,05%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%
	cm243	0,17%	0,17%	0,18%	0,18%	0,20%	0,24%	0,19%	0,00%
	cm244	89,90%	90,84%	92,55%	93,06%	91,21%	82,97%	25,36%	0,02%
	cm245	5,03%	5,12%	5,36%	5,82%	7,45%	14,56%	64,59%	86,88%
	cm246	0,76%	0,77%	0,81%	0,88%	1,12%	2,20%	9,69%	12,88%
	cm247	0,01%	0,01%	0,01%	0,01%	0,02%	0,03%	0,15%	0,20%
REMIX 2	cm242	3,56%	2,65%	0,93%	0,05%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%
	cm243	0,14%	0,15%	0,15%	0,15%	0,17%	0,20%	0,16%	0,00%
	cm244	90,44%	91,25%	92,71%	93,07%	91,21%	82,96%	25,31%	0,02%
	cm245	5,12%	5,21%	5,44%	5,89%	7,55%	14,74%	65,26%	87,69%
	cm246	0,72%	0,73%	0,76%	0,83%	1,06%	2,07%	9,12%	12,09%
	cm247	0,01%	0,01%	0,01%	0,01%	0,02%	0,03%	0,13%	0,18%
REMIX 3	cm242	3,43%	2,56%	0,90%	0,04%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%
	cm243	0,14%	0,14%	0,14%	0,15%	0,16%	0,19%	0,15%	0,00%
	cm244	90,60%	91,38%	92,78%	93,12%	91,27%	83,05%	25,43%	0,02%
	cm245	5,14%	5,22%	5,45%	5,90%	7,56%	14,77%	65,64%	88,33%
	cm246	0,68%	0,69%	0,72%	0,78%	1,00%	1,95%	8,64%	11,47%
	cm247	0,01%	0,01%	0,01%	0,01%	0,01%	0,03%	0,12%	0,17%
REMIX 4	cm242	3,45%	2,57%	0,90%	0,04%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%
	cm243	0,13%	0,14%	0,14%	0,14%	0,16%	0,19%	0,15%	0,00%
	cm244	90,62%	91,41%	92,82%	93,16%	91,32%	83,14%	25,55%	0,02%
	cm245	5,14%	5,22%	5,44%	5,90%	7,55%	14,77%	65,89%	88,79%
	cm246	0,65%	0,66%	0,69%	0,75%	0,96%	1,87%	8,28%	11,02%
	cm247	0,01%	0,01%	0,01%	0,01%	0,01%	0,03%	0,11%	0,16%

С увеличаване на дълбочината на изгаряне на ядрените горива нараства и концентрацията на минорни актиниди в тях. Това се дължи на увеличената дължина на горивната кампания, което дава възможност за получаване на по-големи концентрации на ядрата-предшественици на минорните актиниди и съответно на самите минорни актиниди. Проведеният анализ на REMIX горивата показва, че в разглеждания случай на многократно рециклиране, генерираният кюрий е с между около 25% и 50% по-малко отколкото при MOX горивото, използвано за сравнение, като разликата се увеличава с увеличаване на отлежаването. По отношение на америция, след третото и четвъртото рециклиране, концентрацията му е сравнима с тази в MOX горивото в първите няколко години след извеждането от активната зона, но с увеличаване на отлежаването, масата на америция в отработеното MOX гориво нараства значително. От съществена важност е обстоятелството, че дори и след многократно рециклиране концентрациите на америций и кюрий в отработените REMIX горива са по-ниски (в някои случаи значително) от техните концентрации след еднократно рециклиране в MOX гориво. В заключение може да се каже, че увеличената концентрация на минорни актиниди в отработените MOX горива силно затруднява управлението им в дългосрочен план, което води до нуждата за промяна на стратегията за управление на отработени ядрени горива при затваряне на горивния цикъл, а експлоатацията на REMIX горивата се явява по-благоприятна в този аспект възможност за затваряне на горивния цикъл в сравнение с конвенционалните уран-плутониеви горива.

ГЛАВА VI

ВЛИЯНИЕ НА ВИДА НА СВЕЖОТО ГОРИВО И ПЕРИОДА НА ОТЛЕЖАВАНЕ ВЪРХУ ОСТАТЪЧНОТО ЕНЕРГООТДЕЛЯНЕ НА ОТРАБОТЕНО ГОРИВО ОТ РЕАКТОРИ С ВОДА ПОД НАЛЯГАНЕ

Остатъчното енергоотделяне на референтни горива

Целта на настоящето изследване е да се определи как видът на свежото гориво – ураново или уран-плутониево, влияе върху остатъчното енергоотделяне на отработеното гориво. За целта са разгледани горивни касети, които могат да работят както с ураново, така и с уран-плутониево гориво – S14×14 и W17×17. За пресмятанията е използван модулът ORIGEN от софтуерния пакет SCALE6.1 [162]. В анализа на резултатите графично и таблично са обобщени получените данни от изчисленията за касета S14×14. В резултат на проведения анализ са получени мощността на енергоотделянето като функция на времето на отлежаване на отработеното ядрено гориво и съответно приносът на различните радионуклиди. Енергоотделянето, получено от продуктите на делене и на активация е сходно при двата типа гориво, но приносът към енергоотделянето на урановото гориво е по-висок. След извеждането на горивото от активната зона на реактора мощността на енергоотделянето за двата типа горива е сходна, но в края на 300-годишния период на отлежаване мощността на енергоотделянето на отработеното уран-плутониево гориво е с около порядък по-висока. След десетата година енергоотделянето се дължи само на нуклидите с основен принос, повечето от които са минорни актиниди и плутоний. След десетата година започва намаляване на приноса на плутония и кюрия, като се увеличава приносът на америция. Получените стойности за мощността на енергоотделянето на отработените горива са представени в Таблица VI-1.

Таблица VI-1. Мощност на енергоотделянето на отработените горива, W/tM

година	0,1	0,3	1,0	3,0	10,0	30,0	100,0	300,0
UOX	98 170,0	46 750,0	14 030,0	3669,0	1012,0	658,2	253,8	114,3
MOX1 5%	98 530,0	50 390,0	18 490,0	5538,0	2053,0	1598,0	1011,0	648,8
MOX1 7,23%	99 340,0	51 030,0	18 760,0	5705,0	2322,0	1976,0	1397,0	919,9
MOX2 5%	98 890,0	50 980,0	19 190,0	6187,0	2603,0	1980,0	1184,0	696,2
MOX2 7,23%	99 710,0	51 720,0	19 630,0	6547,0	3060,0	2522,0	1670,0	996,1

Ясно личи, че мощността на енергоотделянето на уран-плутониевите горива намалява по-бавно и се запазва по-висока, като в края на периода тя е между 6 и 9 пъти по-висока от тази на урановото гориво. Също така може да се направи изводът, че с увеличаването на масовия дял на плутония в свежото ядрено гориво нараства и мощността на енергоотделянето на отработеното гориво. Изотопният състав на първоначално заредения плутоний също оказва влияние, но то не е толкова значимо, колкото е влиянието на масовия дял на плутония. Основният принос към енергоотделянето, особено след тридесетата година на отлежаването, е на минорните актиниди, като техният принос при уран-плутониевите горива е многократно по-висок. Анализът на съвместния принос на минорните актиниди и плутония, илюстриран в Таблица VI-3, показва значимата роля на актинидите към формирането на енергоотделянето. Във всички случаи, в края на периода, техният принос е над 99%, но се наблюдава значителна разлика между урановото и уран-плутониевите горива.

Таблица VI-3. Дял на минорните актиниди и плутония в енергоотделянето на отработените горива

година	0,1	0,3	1,0	3,0	10,0	30,0	100,0	300,0
UOX	0,63%	1,04%	1,84%	4,13%	16,15%	27,79%	65,11%	99,30%
MOX1 5%	6,61%	10,22%	14,49%	26,56%	66,74%	77,19%	93,24%	99,89%
MOX1 7,23%	7,46%	11,47%	16,19%	29,50%	70,93%	81,63%	95,14%	99,92%
MOX2 5%	7,37%	11,58%	17,58%	34,14%	73,84%	81,67%	94,23%	99,89%
MOX2 7,23%	8,39%	13,12%	19,99%	38,50%	78,02%	85,70%	95,95%	99,91%

В Таблица VI-4 е илюстриран приносът на останалите радионуклиди към остатъчното енергоотделяне на отработеното ядрено гориво. До стотната година от отлежаването приносът на тези радионуклиди към енергоотделянето на урановото гориво е малко по-висок от приноса им при MOX горивото, като след това те се изравняват. При четирите разгледани разновидности на MOX горивата номиналният принос на радионуклидите, различни от плутоний, америций и кюрий, на практика е еднакъв. Фактът, че относителният им принос е по-нисък при уран-плутониевите горива се дължи на това, че енергоотделянето на минорните актиниди и плутония при тези горива е с един порядък по-високо отколкото при ураново гориво.

В настоящия анализ са представени резултатите от изследването на остатъчното енергоотделяне на четири разновидности отработени REMIX горива, достигнали дълбочина на изгаряне от 48 647 MWd/tU и с начални изотопни състави, представени в Таблица V-10. Резултатите са сравнени с резултати, получени за мощността на остатъчното енергоотделяне на ураново и смесено уран-плутониево (MOX) гориво. Горивата, използвани за сравнение, са ураново ТВС-М (начално обогатяване 4,31% и проектна дълбочина на изгаряне 49 000 MWd/tU, вж. Таблица V-2) и уран-плутониево гориво MOX1 с 5% масов дял на плутония. Изотопните състави на плутония и на горивото са представени в Таблица V-4 и Таблица V-5. Уран-плутониевото гориво е

облъчено в касета 17×17 до 49 000 MWd/tU. Изчислителният анализ е извършен с ORIGEN [162], а резултатите са представени в табличен (Таблица VI-5) вид.

Таблица VI-4. Енергоотделяне, дължащо се на химичните елементи, различни от плутоний, америций и кюрий, W/tM

	0,1	0,3	1,0	3,0	10,0	30,0	100,0	300,0
	год.	год.	год.	год.	год.	год.	год.	год.
UOX	97554,33	46261,60	13772,03	3517,62	848,65	475,31	88,60	0,86
MOX1 - 5%	92023,27	45240,11	15810,34	4067,51	683,29	364,86	68,80	1,17
MOX1 - 7,23%	91936,85	45175,66	15722,36	4022,27	675,42	363,43	68,41	1,25
MOX2 - 5%	91600,53	45076,55	15816,57	4075,20	681,50	363,53	68,89	1,36
MOX2 - 7,23%	91350,76	44933,41	15706,22	4026,94	673,16	361,32	68,24	1,61

Таблица VI-5. Изменение на остатъчното енергоотделяне на ураново, уран-плутониево и REMIX горива като функция на времето за отлежаване, W/tHM

	0.1	0.3	1.0	3.0	10.0	30.0	100.0	300.0
	год.	год.	год.	год.	год.	год.	год.	год.
REMIX1	1.63E+05	7.94E+04	2.61E+04	7.80E+03	2.69E+03	1.64E+03	5.75E+02	2.35E+02
REMIX2	1.64E+05	8.06E+04	2.69E+04	8.42E+03	3.23E+03	1.97E+03	6.92E+02	2.72E+02
REMIX3	1.65E+05	8.12E+04	2.73E+04	8.76E+03	3.54E+03	2.19E+03	7.85E+02	3.00E+02
REMIX4	1.65E+05	8.16E+04	2.75E+04	8.95E+03	3.73E+03	2.33E+03	8.61E+02	3.22E+02
UOX (TBC-M)	1.60E+05	7.68E+04	2.40E+04	6.58E+03	1.82E+03	1.14E+03	4.25E+02	1.77E+02
MOX1 (17×17)	1.60E+05	8.23E+04	3.13E+04	9.91E+03	3.56E+03	2.29E+03	1.06E+03	6.29E+02

В отработените REMIX горива протичат процесите, наблюдавани и в отработените уранови и уран-плутониеви горива. Поради това, очаквано, получените резултати както за остатъчното енергоотделяне като цяло, така и за отделните му компоненти, са сходни по стойност и по характер с тези за урановите и уран-плутониевите горива.

В краткосрочен план (до 1 година след извеждането от активната зона) мощностите на енергоотделянето на всички разгледани горива на практика са еднакви, така че от гледна точка на най-краткосрочното управление на отработеното ядрено гориво може да се заключи, че урановото, MOX и REMIX горивото са равностойни. Очаквано, остатъчното енергоотделяне на REMIX горивата е по-високо (след десетата година разликата е почти 2 пъти) от енергоотделянето на отработеното ураново гориво, което се дължи на наличието на плутоний. Между първата и тридесетата година енергоотделянето на REMIX горивата е сравнимо с това на разгледаното MOX гориво, но в края на разглеждания период то е два пъти по-малко. Тъй като разгледаните REMIX горива представляват четири последователни рециклирания на уран-плутониевия регенерат с добавяне на обогатен уран за компенсация на натрупващите се четни уранови и плутониеви изотопи, очаквано, се наблюдава ефект на постепенно повишаване на енергоотделянето с всяко следващо рециклиране на регенерата, като най-голямото нарастване се наблюдава на стотната година от отлежаването на REMIX 4, когато мощността на енергоотделянето му е 1,5 пъти по-висока от тази на REMIX 1 в същия момент от отлежаването. Тази съществена разлика се дължи както на увеличаването на масата на плутония в свежото гориво (от 11,23 kg/tTM при REMIX 1 до 18,64 kg/tTM при REMIX 4), така и на влошаването на изотопния му състав – дялът на четните плутониеви изотопи нараства от 35,3% до 42,6%.

Въпреки посочените ефекти, след четири рециклирания на уран-плутониевия регенерат, в краткосрочен план, остатъчното енергоотделяне на отработените REMIX горива, макар и съизмеримо с това на MOX горивото, е по-ниско, а в дългосрочен план е до 2 пъти по-ниско. Освен това, използването на MOX горивото представлява еднократно рециклиране единствено на плутоний, а разглежданото условно MOX1 с 5% дял на плутония е с най-ниски стойности на остатъчното енергоотделяне от всички вариации, разглеждани в точка VI.1.1 (Таблица VI-1). Всичко това, в съчетание с факта, че минорните актиниди и продуктите на делене се отделят на петата година от извеждането на горивото от активната зона, води до извода, че по отношение на енергоотделянето на отработеното гориво, експлоатацията на REMIX горива предоставя по-благоприятна възможност за затваряне на горивния цикъл спрямо експлоатацията на MOX горива. В допълнение, възможността за съвместно рециклиране на урана и плутония в един материален поток, повишените материални спестявания и възможността на цялостно зареждане на активната зона на енергийния реактор, показват, че REMIX горивата предоставят много добра възможност за цялостно затваряне на горивния цикъл на реакторите от типа ВВЕР-1000.

Енергоотделяне при свързване на горивните цикли на ВВЕР-1000 и AP1000

В точка IV.2 от Глава IV е разгледана възможността за свързване на горивните цикли на реактори ВВЕР-1000 и AP1000 при съвместната им експлоатация, като са представени и ефектите върху материалния баланс на горивните цикли на двата реактора. Друг аспект на изследването представлява анализът на ефектите на свързването на горивните цикли (AP1000 се разглежда като рециклиращ реактор) върху остатъчното енергоотделяне на отработеното гориво.

Тъй като в проведените анализи е прието, че в сценариите, в които се предвижда и преработка на отработените горива, тя се извършва на десетата година от отлежаването, при изчисленията до десетата година са използвани пълните маси на отработените ядрени горива.

За целта на анализа са изчислени мощностите на енергоотделянето на различните материали, произлизащи от 1 тон отработено гориво с и без радиохимична преработка (извличане на урана и плутония). В случая без радиохимична преработка материалът включва целия състав на отработеното гориво, а при преминаване през радиохимична преработка материалът е този, който ще бъде включен в състава на остъклените високоактивни отпадъци. Параметрите на реакторите и свежите горива са представени в точка IV.2. В Таблица VI-9 и Таблица VI-10 са представени резултатите, получени за мощността на енергоотделянето на съответните отработени горива и на материалите, оставащи след извличането на урана и плутония.

За целите на сравнителния анализ, енергоотделянето на материалите в задния край на ядрения горивен цикъл е анализирано при пет различни сценария:

1. работа на двата реактора при отворен ядрен горивен цикъл с ураново гориво (базов сценарий);
2. работа на реактор ВВЕР-1000 при отворен горивен цикъл с ураново гориво и работа на реактор AP1000 с MOX гориво без преработка на отработеното ядрено гориво;
3. работа на двата реактора с ураново гориво с преработка на отработените горива от двата реактора;
4. работа на реактор ВВЕР-1000 при отворен горивен цикъл с ураново гориво и работа на AP1000 с MOX гориво с преработка на урановото отработено гориво;
5. работа на реактор ВВЕР-1000 с ураново гориво и работа на AP1000 с MOX гориво с преработка на отработените горива и от двата реактора.

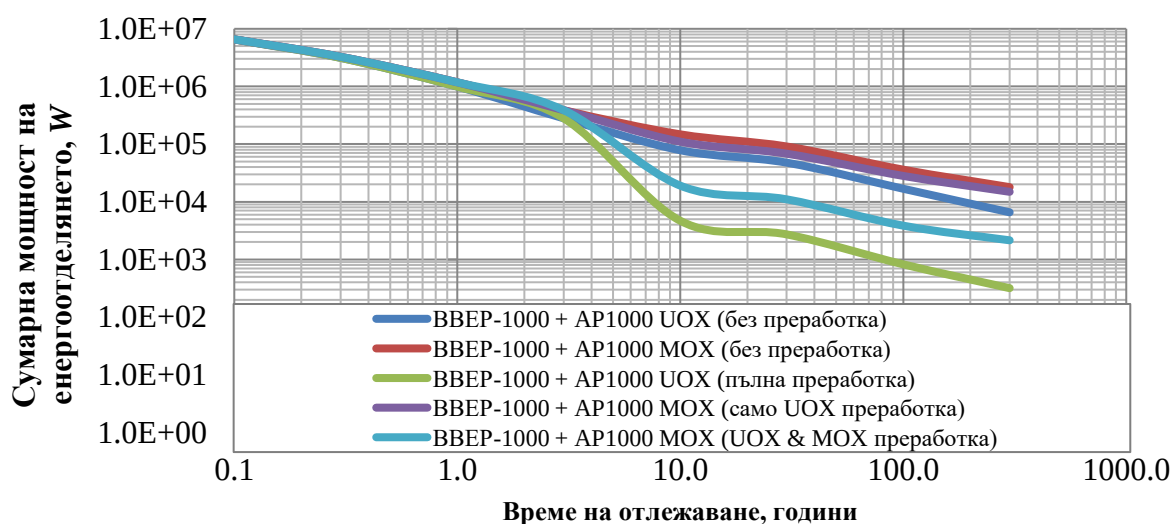
Таблица VI-9. Енергоотделяне на отработените горива, W/tM

	0.1	0.3	1.0	3.0	10.0	30.0	100.0	300.0
	год.	год.	год.	год.	год.	год.	год.	год.
ВВЕР-1000	2.10E+05	1.01E+05	3.29E+04	9.40E+03	2.64E+03	1.60E+03	5.56E+02	2.14E+02
AP1000 UOX	2.11E+05	1.00E+05	3.11E+04	8.65E+03	2.40E+03	1.47E+03	5.25E+02	2.09E+02
AP1000 MOX	2.12E+05	1.09E+05	4.27E+04	1.54E+04	6.74E+03	4.18E+03	1.73E+03	9.21E+02

Таблица VI-10. Енергоотделяне на материала, различен от уран и плутоний, W/tOЯГ

	0.1	0.3	1.0	3.0	10.0	30.0	100.0	300.0
	год.	год.	год.	год.	год.	год.	год.	год.
ВВЕР-1000	2.09E+05	1.01E+05	3.26E+04	9.11E+03	2.37E+03	1.37E+03	4.06E+02	1.54E+02
AP1000 UOX	2.11E+05	9.97E+04	3.08E+04	8.39E+03	2.15E+03	1.26E+03	3.87E+02	1.52E+02
AP1000 MOX	2.11E+05	1.08E+05	4.17E+04	1.44E+04	5.82E+03	3.37E+03	1.20E+03	6.98E+02

На Фигура VI-10 графично е илюстрирано изменението на сумарното енергоотделяне на целия материален поток, генериран в съответния сценарий. Вижда се, че преработката на отработеното гориво има отчетлив положителен ефект върху намаляването на цялата мощност на енергоотделянето на материала, като ефектът е най-голям при експлоатацията на уранови горива. Експлоатацията на MOX горива без радиохимична преработка на вторичното отработено гориво повишава общото енергоотделяне, като в този случай преработката на урановото гориво има малък ефект.



Фигура VI-10. Енергоотделяне на материалите, получени от отработените ядрени горива при пет сценария на съвместна експлоатация на ВВЕР-1000 и AP1000

Заклучение

От проведенния анализ става видно, че използването на MOX гориво поставя затруднения пред управлението на отработените ядрени горива по отношение на

дългосрочното осигуряване на отвеждането на топлината, генерирана в резултат на остатъчното енергоотделяне. При съвместната експлоатация на реактори ВВЕР-1000 и AP1000 експлоатацията на МОХ горива оказва силно негативно влияние върху стойността на остатъчното енергоотделяне, освен в случаите, когато и вторичното отработено гориво бъде подложено на преработка. Въпреки това, радиохимичната преработка на отработените горива намалява общото енергоотделяне на материалите в задния край на горивния цикъл. Алтернативна възможност предоставя експлоатацията на REMIX горива, които предлагат възможност за пълно затваряне на ядрения горивен цикъл и многократно рециклиране на урана и плутония, като същевременно отработените горива от този тип притежават по-ниски стойности на остатъчното енергоотделяне спрямо МОХ горивата, като тенденцията се запазва и след многократно рециклиране.

ГЛАВА VII

АНАЛИЗ НА ИЗОТОПНИТЕ ФАКТОРИ НА ВЪТРЕШНОПРИСЪЩАТА БАРИЕРА НА ПЛУТОНИЯ, ПОЛУЧЕН В ЕНЕРГИЙНИ РЕАКТОРИ С ВОДА ПОД НАЛЯГАНЕ

Целта на настоящето изследване е да бъде оценена вътрешноприсъщата бариера пред разпространението на плутоний, получен от ураново и уран-плутониево гориво при нормална експлоатация на търговски енергийни реактори с вода под налягане. Сценариите на умишлено производство на материал с добри оръжейни характеристики чрез аномално скъсяване на горивната кампания не са разгледани, тъй като са предмет на друг тип анализи.

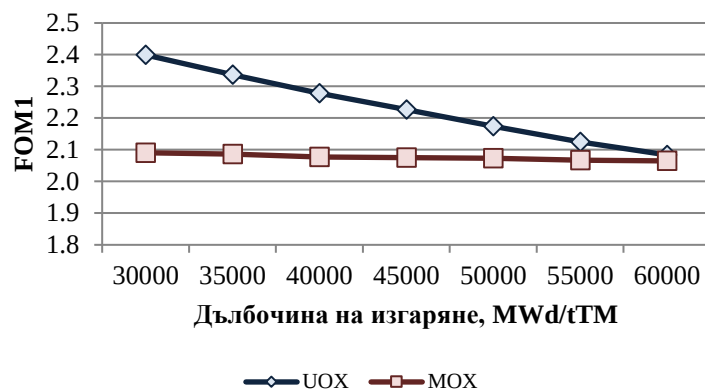
За оценка на влиянието на постигнатата дълбочина на изгаряне, времето за отлежаване на отработеното гориво и вида на свежото гориво върху свойствата на изотопната бариера, е изследван плутоний, получен в референтни леководни реактори с вода под налягане – ВВЕР и PWR. Разгледани са условно ураново и уран-плутониево гориво, както и широк диапазон дълбочини на изгаряне – от 30 000 MWd/tTM до 60 000 MWd/tTM. Изследвана е използваемостта на плутония в зависимост от периода на отлежаване на отработеното гориво – от края на кампанията до 30 години след извеждането от активната зона на реактора, което позволява да се оцени използваемостта на исторически натрупания плутоний, получен от отработените ядрени горива със сравнително ниска дълбочина на изгаряне.

Представените анализи са извършени чрез прилагането на три различни метода – по изотопни критерии (на Kimura, Kessler и Pellaud), по методиката ‘Figure of Merit’ и посредством многофакторен анализ на използваемостта. Многофакторният анализ е приложен за два типа материал с един и същ изотопен състав – за отделен плутоний в метална форма и за плутоний, който не е отделен от състава на отработеното ядрено гориво и се съхранява във вид на касети в басейн за отлежаване или друг тип хранилище (от сух или мокър тип). Проведеното изследване изяснява приноса на формата на материала към вътрешноприсъщата материална бариера.

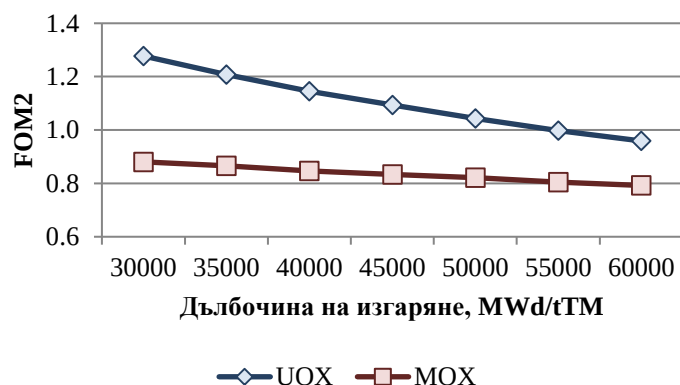
Данните на референтните реактори, използвани за изчисляване на плутониевите изотопни състави, са представени в Таблица VII-1.

Таблица VII-1. Експлоатационни характеристики на референтните реактори

	N	ϕ	η	γ	χ	WPu
	MW	%	%	%	%	%
PWR	1000	85,0	32,8	0,3	4,4	7,23
ВВЕР	1000	85,0	32,8	-	4,4	-



Фигура VII-11. Изменение на осреднените стойности на коефициента FOM_1 за плутония, получен при експлоатацията на ураново и уран-плутониево гориво в PWR като функция на дълбочината на изгаряне и времето за отлежаване



Фигура VII-12. Изменение на осреднените стойности на коефициента FOM_2 за плутония, получен при експлоатацията на ураново и уран-плутониево гориво в PWR като функция на дълбочината на изгаряне и времето за отлежаване

На базата на извършения сравнителен анализ с прилагането на разнообразни изотопни критерии за оценка на качеството на материала, могат да бъдат направени няколко извода:

- Материалната бариера на плутония от отработено ураново гориво с ниски до средни дълбочини на изгаряне (30 000 – 45 000 MWd/tTM) не е достатъчна самостоятелно да намали привлекателността му за използване за нерегламентирани цели. Това не означава, обаче, че употребата на такъв материал би била целесъобразна като оценката на целесъобразността представлява предмет на друг анализ.
- Най-лесният и удобен подход за увеличаване на качествата на материалната бариера на плутония, получен от отработено ураново гориво е повишаване на дълбочината на изгаряне. Този ефект допринася допълнително за целесъобразността на повишените дълбочини на изгаряне, наред с икономическите фактори като намалената необходимост от първичен енергиен ресурс и повишеното енергопроизводство.
- Материалната бариера на плутония, получен от отработено уран-плутониево гориво е значително по-добра (на база на опростени изотопни критерии) от тази на плутония, извлечен от отработено ураново гориво. Нейните качества обаче се влияят по-слабо от дълбочината на изгаряне – тя оказва съществено въздействие върху относителния дял на ^{240}Pu , който сам по себе си не е ограничаващ фактор със самостоятелно значение за качеството на материалната бариера, тъй като предетонацията би довела само до намаляване на взривната мощност на потенциално взривно устройство.

Макар и качествата на материалната бариера на плутония, получен от уранови и МОХ горива да нараства с течение на времето за отлежаване, то е относително слабо. Това позволява да се използват осреднените стойности на коефициента FOM_1 за оценка на влиянието на дълбочината на изгаряне на ядреното гориво върху качествата на материалната бариера на плутония. Тази зависимост е построена на Фигура VII-11. От нея се вижда бързото намаляване на привлекателността на плутония, получен от отработено ураново гориво с увеличаване на дълбочината на изгаряне. От друга страна, може да се каже, че привлекателността на плутония, получен от отработено МОХ гориво на практика не се изменя. Качеството на материалната бариера на плутония от ураново гориво достига нивата на плутония от МОХ гориво при дълбочина на изгаряне от 60 000 MWd/tHM . Тези тенденции също кореспондират с резултатите, получени от анализа с изотопни критерии.

По отношение на изменението на качеството на бариерата с дълбочината на изгаряне, от осреднените за тридесетгодишния период стойности (Фигура VII-12), се вижда, че повишаването на дълбочината на изгаряне продължава да оказва положително въздействие върху качествата на изотопната бариера на плутония, получен от отработено ураново гориво. Същевременно, качеството на бариерата на плутония, получен от МОХ гориво, също се подобрява, най-вече с течение на времето на отлежаване. Това се дължи на бързо нарастващия с времето на отлежаване дял на ^{240}Pu , което оказва влияние при анализа на осреднените стойности.

Тъй като многофакторният анализ позволява да се отчете и влиянието на формата на материала върху вътрешноприсъщата бариера, анализът е извършен два пъти – веднъж за материал в метална форма и веднъж за материал, неотделен от отработеното ядрено гориво. Друга съществена разлика на многофакторния анализ в сравнение с предходните две методики е, че при оценката на устойчивостта на разпространение се взема предвид и цялата налична маса на разглеждания материал.

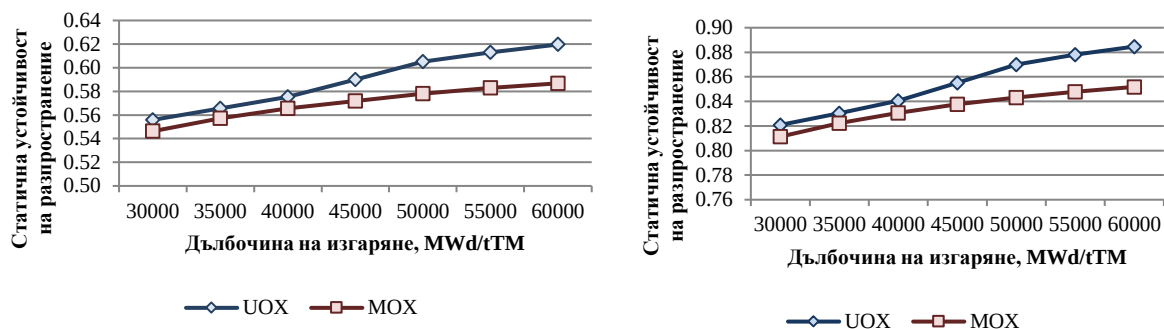
Тъй като статичната устойчивост на разпространение на практика не се изменя в рамките на разглеждания тридесетгодишен период на отлежаване на материала, и тук е възможно да се анализира изменението на осреднените стойности за времеви интервал като функция на дълбочината на изгаряне. Тези зависимости са построени на Фигура VII-14. Резултатите са количествено и качествено сходни с тези, получени за края на горивната кампания.

При извършването на анализ на графичните зависимости веднага се вижда, че характерът на изменението на качеството на материалната бариера при рафиниран метален плутоний и плутоний, неотделен от отработеното ядрено гориво, е един същ с нарастване на дълбочината на изгаряне. Друго обстоятелство, което прави впечатление е, че за разлика от резултатите, получени при сравняване с изотопни критерии и при анализ с методиката 'Figure of Merit', тук устойчивостта на разпространение на плутония, получен от изгаряне на ураново гориво е по-голяма, отколкото на плутония, получен при експлоатация на МОХ гориво. Разликата се увеличава в полза на плутония, получен от ураново гориво, с увеличаване на дълбочината на изгаряне и особено след преминаването на границата от 45 000 MWd/tHM . Най-вероятното обяснение за това явление е фактът, че при експлоатация на МОХ горива се получава многократно по-голям плутониев инвентар, а количеството плутоний е един от факторите, които се вземат предвид при многофакторния анализ. Наличната маса на плутония не се взема предвид при другите два анализа.

При многофакторния анализ на използваемостта се вижда, че качеството на материалната бариера нараства по-равномерно при плутония, получен от МОХ, като темпът на нарастване има намаляваща тенденция с увеличаване на дълбочината на изгаряне. Подобряването на материалната бариера на плутония от ураново гориво следва зависимост, която може да се раздели на два приблизително линейни участъка, а точката, съответстваща на 50 000 MWd/tHM е инфлексна и след нея темпът на нарастване на устойчивостта на разпространение намалява. Въпреки това, темпът на

нарастване на устойчивостта на разпространение с увеличаване на дълбочината на изгаряне е по-висок за плутония, получен от ураново гориво.

Тъй като многофакторният анализ позволява да се отчете и влиянието на формата на материала върху вътрешноприсъщата бариера, анализът е извършен два пъти – веднъж за материал в метална форма и веднъж за материал, неотделен от отработеното ядрено гориво. Друга съществена разлика на многофакторния анализ в сравнение с предходните две методики е, че при оценката на устойчивостта на разпространение се взема предвид и цялата налична маса на разглеждания материал.



Фигура VII-14. Изменение на осреднената за 30-годишния период на отлежаване статична устойчивост на разпространение (PR) за метален плутоний (ляво) и плутоний, неотделен от ОЯГ (дясно), като функция на дълбочината на изгаряне

Заклучение

Получените резултати за качеството на материалната бариера на плутония, получен в референтни търговски енергийни реактори с вода под налягане недвусмислено показват, че увеличаването на дълбочината на изгаряне влияе положително върху устойчивостта на разпространение на този граждански ядрен материал. Увеличаването ѝ има съществен принос към подобряването на материалната бариера на плутония, получаващ при експлоатацията на уранови горива. Това се дължи на по-бързото деградиране на изотопния състав на плутония с увеличаване на дълбочината на изгаряне в този случай, в сравнение с относително стабилния изотопен състав при експлоатацията на MOX. Това обстоятелство обяснява и минималното или липсващо изменение на качествата на материалната бариера на плутония, получен от MOX гориво, с нарастване на дълбочината на изгаряне.

Формата на материала е от решаващо значение като неотделеният от отработеното гориво плутоний има с около 50% по-добра устойчивост от металния рафиниран материал. Това потвърждава уязвимостта на радиохимичните заводи и необходимостта от повишени мерки за физическа защита. От друга страна, отработено MOX гориво, постигнало високи дълбочини на изгаряне, предоставя устойчивост, сравнима с тази на плутония от отработено ураново гориво.

Краткосрочното отлежаване на отработеното гориво (до 30 г. след извеждането от активната зона) не оказва съществено влияние върху качеството на материалната бариера. Резултатите, получени по три различни независими методики, показват сходни тенденции.

Изводи

- Връщането на плутония в горивния цикъл води до значителни икономии на първоначален ресурс (природен уран) – между 5 и 100% от нужния за производството на обогатен уран за едно зареждане, в зависимост от дяла на MOX горивото в активната зона. В допълнение, чрез използването на съвременни ядрени горива и еднократно рециклиране на плутония, получен от отработено ураново

гориво, може да се постигне повишаване на използваемостта на първичния ресурс с до 1/5. Възможността за увеличаване на дълбочината на изгаряне също води правопрпорционално до ресурсни спестявания. Допълнителни ефекти от затварянето на цикъла са оползотворяването на големи количества обеднен уран и намаляване на необходимостта от изотопно обогатяване.

- Рециклирайки отработено ураново гориво, масата на материала, подлежащ на погребване, намалява 15 пъти. В зависимост от това дали отработеното МОХ гориво ще бъде преработвано или не, при съвместна работа на реактори от типа ВВЕР-1000 и АР1000 в общ ядрен горивен цикъл, масата на материала, подлежащ на погребване, може да бъде намалена между 1,8 и 8 пъти в сравнение с базовия случай.
- С увеличаване на дълбочината на изгаряне на ядрените горива нараства и концентрацията на минорни актиниди в тях. Това се дължи на увеличената дължина на горивната кампания, което дава възможност за получаване на по-големи концентрации на ядрата-предшественици на минорните актиниди и съответно на самите минорни актиниди.
- От сравнението на различни видове уранови и уран-плутониеви горива могат да се направят следните изводи – при експлоатацията на уран-плутониеви горива се генерира повече плутоний, но с деградиран изотопен състав (по-нисък дял на дялящи се изотопи), като в допълнение се получават значително повече америций и кюриий, отколкото при уранови горива. Тенденцията при нептуния е обратната, което се дължи на разликите в началната концентрация на ^{235}U .
- След тридесетата година от съхранението на отработените горива, както при урановите, така и при уран-плутониевите горива, концентрацията на нептуния нараства, като след стотната година това нарастване става значително. Америцийт също нараства, като пик на концентрацията му се наблюдава около стотната година, след което тя започва да намалява. Този пик е ясно изразен както при урановите, така и при уран-плутониевите горива. Това нарастване на количеството америций е следствие от разпада на ^{241}Pu и поставя затруднения пред средносрочното и дългосрочното управление на ОЯГ, като негативните ефекти са по-силно изразени при отработено МОХ гориво.
- Проведеният анализ на REMIX горивата показва, че в разглеждания случай на многократно рециклиране, генерираният кюриий е с между 25% и 50% по-малко отколкото при МОХ горивото, използвано за сравнение, като разликата се увеличава с увеличаване на отлежаването. По отношение на америция, след третото и четвъртото рециклиране, концентрацията му е сравнима с тази в МОХ горивото в първите няколко години след извеждането от активната зона, но с увеличаване на отлежаването, масата на америция в отработеното МОХ гориво нараства значително. От съществена важност е обстоятелството, че дори и след многократно рециклиране концентрациите на америций и кюриий в отработените REMIX горива са по-ниски от техните концентрации след еднократно рециклиране в МОХ гориво.
- Увеличената концентрация на минорни актиниди в отработените МОХ горива силно затруднява управлението им в дългосрочен план, което води до нуждата за промяна на стратегията за управление на отработени ядрени горива при затваряне на горивния цикъл, а експлоатацията на REMIX горивата се явява по-благоприятна в този аспект възможност за затваряне на горивния цикъл в сравнение с конвенционалните уран-плутониеви горива.
- При съвместната експлоатация на реактори ВВЕР-1000 и АР1000 експлоатацията на МОХ горива оказва силно негативно влияние върху стойността на остатъчното енергоотделяне, освен в случаите, когато и вторичното отработено гориво бъде подложено на преработка. Въпреки това, радиохимичната преработка на отработените горива намалява общото енергоотделяне на материалите в задния край на горивния цикъл.

- Алтернативна възможност предоставя експлоатацията на REMIX горива, които предлагат възможност за пълно затваряне на ядрения горивен цикъл и многократно рециклиране на урана и плутония, като същевременно отработените горива от този тип притежават по-ниски стойности на остатъчното енергоотделяне спрямо MOX горивата, като тенденцията се запазва и след многократно рециклиране.
- Получените резултати за качеството на материалната бариера на плутония, получен в референтни търговски енергийни реактори с вода под налягане недвусмислено показват, че увеличаването на дълбочината на изгаряне влияе положително върху устойчивостта на разпространение на този граждански ядрен материал. Увеличаването на дълбочината на изгаряне има съществен принос към подобряването на материалната бариера на плутония, получаван при експлоатацията на уранови горива.
- Експлоатацията на MOX гориво повишава устойчивостта на разпространение на материала, тъй като подобрява изотопните параметри на бариерата. От друга страна, големият плутониев инвентар при експлоатацията на MOX горива влошава устойчивостта на разпространение.
- Формата на материала е от решаващо значение като неотделеният от отработеното гориво плутоний има с около 50% по-добра устойчивост от металния рафиниран материал.
- Краткосрочното отлежаване на отработеното гориво (до 30 г. след извеждането от активната зона) не оказва съществено влияние върху качеството на материалната бариера. Резултатите, получени по три различни независими методики, показват сходни тенденции.
- Получените резултати в дисертационната работа могат да бъдат използвани като основа за провеждане на изследвания в различни области: анализ на материалната бариера на ядрени материали, получени при експлоатацията на действителни ядрени горива; анализ на устойчивостта на разпространение на системата ВВЕР-1000 – AP1000; оценка на технико-икономическите показатели на системата ВВЕР-1000 – AP1000 с експлоатация на MOX горива; създаване на икономически модел за анализ на технико-икономическите характеристики на уранови, MOX и REMIX горива за анализ на различни сценарии на развитие на ядреноенергийния отрасъл; анализ на устойчивостта на разпространение на REMIX горива; анализ на експлоатацията на REMIX горива в реактори от типа PWR.

ПРИНОСИ В ДИСЕРТАЦИОННИЯ ТРУД

Основните резултати, получени при разработването на дисертационния труд, притежават следните приноси от инженерно-приложен и научно-приложен характер:

- **Анализ на аспектите на неразпространението на ядрени материали.** Направен е задълбочен литературен обзор на възможните подходи при утилизирание на плутониевите изотопи и на съществуващите методики за определяне на устойчивостта на разпространение на делящи се материали.
- **Анализ на материалните спестявания при рециклиране на плутониевите изотопи.** Оценени са ресурсните спестявания при рециклиране на плутония в различни типове ядрени горива и различни типове ядрени горивни цикли. Доказани са ползите, от гледна точка на спестен природен ресурс и понижено количество на материалите, подлежащи на окончателно погребване, при свързването на ядрените горивни цикли на реакторите ВВЕР-1000 и AP1000.
- **Изследване на изменението на концентрацията на минорни актиниди в отработените ядрени горива.** Определено е съдържанието на минорни актиниди в различни видове уранови, MOX и REMIX горива и е направено

сравнение между тях от гледна точка на възникващите затруднения пред средносрочното и дългосрочното управление на отработените горива, при варианти без рециклиране, с еднократно и многократно рециклиране. Направена е подробна оценка на изотопните състави и е определен приносът на отделните актиниди към общото енергоотделяне на отработените горива.

- **Изследване на изменението на енергоотделянето на отработените ядрени горива.** Анализът е проведен за различни уранови, MOX и REMIX горива и при различни конфигурации на ядрените горивни цикли. Определено е остатъчното енергоотделяне за различни периоди след извеждането от активната зона, включително и при съвместната експлоатация на реактори ВВЕР-1000 и AP1000 в общи ядрени горивни цикли. Сравнителният анализ ясно откроява предимствата и недостатъците на различните типове ядрени горивни цикли по отношение на съхранението на отработените ядрени горива.
- **Анализ на устойчивостта на неразпространение на дялящи се материали.** Изследвани са качествата на материалната бариера на плутония, получен в референтни търговски енергийни реактори с вода под налягане. Определени са критичните маси без отражател за голям набор плутониеви изотопни смеси с граждански произход. Оценено е влиянието на дълбочината на изгаряне върху устойчивостта на разпространение, като са отчетени и измененията в количествата на натрупвания плутониев инвентар. Изследвано е влиянието на формата и състава на съхранявания материал върху защитеността на горивните цикли. Направен е анализ и на влиянието на краткосрочното отлежаване на отработеното гориво върху качеството на материалната бариера. Направено е сравнение на изследваните величини с резултатите, получени по три различни независими методики.

НАУЧНИ ПУБЛИКАЦИИ ПО ТЕМАТА НА ДИСЕРТАЦИОННИЯ ТРУД

1. Филипов К., И. Найденов, **Намаляване на количеството на радиоактивните отпадъци чрез прилагането на затворени ядрени горивни цикли**, Сборник доклади XIX научна конференция с международно участие ЕМФ 2014, том I, стр. 112-118, Созопол, 2014
2. Найденов И., К. Филипов, **Икономическа целесъобразност на затворените ядрени горивни цикли**, Сборник доклади XIX научна конференция с международно участие ЕМФ 2014, том I, стр. 125-131, Созопол, 2014
3. Naydenov I., K. Filipov, **LWR Fuel Cycles' Material and Isotopic Balance**, *BgNS Transactions* **20**, pp. 62-69, 2015
4. Филипов К., И. Найденов, **Влияние на типа на ядрения горивен цикъл върху актинидния състав на отработените горива**, Сборник „Енергиен форум 2015“, част 1, стр. 62-68, Варна, 2015
5. Зашев К., К. Филипов, И. Найденов, **Защита от разпространение на дялящи се изотопи при експлоатирането на енергийни реактори на топлинни неутрони**, Сборник „Енергиен форум 2015“, част 1, стр. 69-76, Варна, 2015
6. Naydenov I., K. Filipov, **Plutonium-containing Civilian Materials' Attractiveness Analysis Using the 'Figure of Merit' Methodology**, *BgNS Transactions* **20**, pp. 124-131, 2015
7. Найденов, И., К. Филипов, **Получаване на минорни актиниди в реактори с вода под налягане (I) – използване на ураново гориво**, Сборник „Енергиен форум 2016“, част 1, стр. 194-199, Варна, 2016

8. Найденев, И., К. Филипов, Получаване на минорни актиниди в реактори с вода под налягане (II) – използване на смесено U-Pu гориво, Сборник „Енергиен форум 2016“, част 1, стр. 200-205, Варна, 2016
9. Найденев, И., К. Филипов, Влияние на вида на свежото гориво и периода на отлежаване върху актинидния състав на отработено гориво от реактори с вода под налягане, Сборник доклади XXI научна конференция с международно участие ЕМФ 2016, том I, стр. 88-95, Созопол, 2016
10. Найденев, И., К. Филипов, Влияние на вида на свежото гориво и периода на отлежаване върху остатъчното енергоотделяне на отработено гориво от реактори с вода под налягане, Сборник доклади XXI научна конференция с международно участие ЕМФ 2016, том I, стр. 96-101, Созопол, 2016
11. Naydenov, I., K. Filipov, Assessment of the Effects of Linking WWER-1000's and AP1000's Fuel Cycles, Proceedings of International Symposium “Energetics 2016”, Book 1, pp. 117-125, Ohrid, Macedonia, 2016
12. Найденев, И., Влияние на рециклирането на плутония върху материалния баланс на ядрения горивен цикъл, Годишник на Минно-геоложкия университет “Св. Иван Рилски”, Том 59, Св. II, Добив и преработка на минерални суровини, стр. 105 – 110, София, 2016
13. Найденев, И., К. Филипов, Получаване на минорни актиниди в реактори с вода под налягане (III) – използване на РЕМИКС гориво, Сборник „Енергиен форум 2017“, стр. 224-229, Варна, 2017
14. Найденев, И., К. Филипов, Оценка на остатъчното енергоотделяне на отработено РЕМИКС гориво, Сборник „Енергиен форум 2017“, стр. 218-223, Варна, 2017
15. Найденев, И., Особенности при експлоатацията на смесени уран-плутониеви (MOX) горива в реактори с вода под налягане, Сборник доклади XXII научна конференция с международно участие ЕМФ 2016, том I, стр. 103-109, Созопол, 2017
16. Naydenov, I., Change of the Quality of the Material Aspects of the Intrinsic Proliferation Barrier of Reactor-Grade Plutonium Produced in a PWR as a Function of Fuel Type, Cooling Time, and Burn-Up, *BgNS Transactions* (под печат)

SUMMARY

PhD Thesis Title: Mixed Oxide Fuels' Utilisation in Nuclear Facilities' Operation

It is anticipated that the worldwide primary energy consumption would rise with 30% by 2040 in comparison with 2016. That would lead to sharp growth of greenhouse gases' emissions, unless a change in the power generating mix is carried out. Currently, power generation contributes to 68% of the global anthropogenic emissions of CO₂. One of the power generating technologies that could have impactful contribution to reducing CO₂ emissions is nuclear power. It has four main advantages – high reliability, guaranteed security of energy supply, foreseeable operational cost, and no direct emissions of CO₂, SO_x, NO_x, and particulate matter. Moreover, the forecasts show that nuclear power's average growth rate until 2040 would be 1.4% per annum, second only to the growth rate of renewables. In addition, there are several conditions that nuclear power should comply with in order its future development to be guaranteed: diminishing the mass and volume of spent nuclear fuel and radioactive wastes, and their efficient management; guaranteeing nuclear safety; guaranteeing nuclear security and non-proliferation; resource and economic efficiency.

In that context the goal of the PhD thesis is to investigate the possibilities for partial or complete closure of the nuclear fuel cycle, so that fissile isotopes be more efficiently utilized. That is accomplished by achieving four objectives: analysis of plutonium recycling impact on the fuel cycle's resource efficiency; determining the concentrations and isotopic compositions of minor actinides in various types of spent nuclear fuel (uranium, mixed uranium-plutonium (MOX), REMIX); determining spent fuels' decay heat; assessing the influence of the fuel type, burn-up, and cooling time on the quality of plutonium's material barrier to proliferation.

The operation of MOX fuels leads to increased resource utilization – up to 18%, alongside decreasing the stockpiles of depleted uranium and plutonium. By plutonium recycling a 15-fold decrease of the disposable material's mass can be achieved. In the case of linked WWER-1000 and AP1000 fuel cycles the mass of the disposable material could be diminished between 1.8 and 8-fold, depending on the chosen spent fuel reprocessing option, in comparison with once-through cycle.

REMIX fuel utilization leads to lower minor actinides' inventory compared to uranium-plutonium MOX which makes it more attractive option for fissile materials' recycling.

Increased PWR fuel burn-up affects positively the quality of the material proliferation barrier, especially when UOX fuel is considered. MOX fuel operation increases material's proliferation resistance by improving isotopic barriers' quality, albeit leading to increased plutonium inventory.

The form of the material is of paramount importance to its proliferation resistance properties, the unseparated plutonium having 50% better proliferation resistance than refined plutonium metal. On the other hand, short term spent fuel cooling (up to 30 yrs. after discharge) does not impact significantly the quality of the material barrier. Proliferation resistance analysis has been carried out using three independent methodologies, the results showing similar trends.