Софийски Университет “Св. Климент Охридски”
ФИЗИЧЕСКИ ФАКУЛТЕТ
КАТЕДРА ЯДРЕНА ТЕХНИКА И ЯДРЕНА ЕНЕРГЕТИКА

ДИПЛОМНА РАБОТА

Изследване на остатъчното енергоотделяне в басейна за отлежаване на касетите, с помощта на U.S. Nuclear Regulatory Commission Regulatory Guide 3.54 Spent fuel heat generation in an independent spent fuel storage installation, revision 2.

Дипломант: Чавдар Минков

Факултетен № 360194

Специалност: Ядрена енергетика и технологии

Научни ръководители: **Гл. ас. д-р Пламен Петков**

Инж. Иво Наев

София 2019

СЪДЪРЖАНИЕ

1. Увод 5
2. Цели и задачи на дипломната работа 6
3. Описание на разглеждания обект, методика и моделиране 6
3.1 Описание на басейна за отлежаване на касетите и горивните касети 7
3.2 Методика на пресмятане на остатъчното енергоотделяне по Regulatory guide 3.54 12
3.2.1 Пълно остатъчно енергоотделяне 12
3.2.2 Остатъчно енергоотделяне от продуктите на делене 13
3.2.3 Изчисляване на приноса на Cs-134 16
3.2.4 Изчисляване на приноса от неутронното залавяне на други нуклидите 18
3.2.5 Изчисляване на приноса на актинидите 18
3.2.6 Изчисляване на приноса от активацията на елементи от горивните касети ... 20
3.2.7 Коефициент за безопасност 20
3.3 Кратко описание на програмата MAXIMA 20
3.4 Разработване на скрипт за пресмятане на остатъчното енергоотделяне 21
3.5 Методика на анализа 24
4. Верификация и валидация на пресмятанията 26
5. Анализ на получените резултати 29
6. Заключение 33
Литература 35
Приложение 1 36
Приложение 2 39

Списък със съкращения

АЕЦ	Атомна електрическа централа
АктЗ	Активна зона
БОК	Басейн за отлежаване на касетите
ОЯГ	Отработено ядрено гориво
ПГР	Планов годишен ремонт
ТОЕ	Топлоотделящ елемент
ХОЯГ	Хранилище за отработено ядрено гориво
NRC	Nuclear Regulatory Commission

Списък на таблици

Таблица 1. Характеристики на горивна касети тип ТВС-М и ТВСА [9] 11
Таблица 2. Описание на файла съдържащ входните данни за пресмятанията 24
Таблица 3. Данни за работата на касета С-64 26
Таблица 4. Време на облъчване и разпад за всеки цикъл, на касета С-64 27
Таблица 5. Резултати за остатъчното енргоотделяне от продуктите на делене 27
Таблица 6. Сравняване на резултатите 29

Списък на таблици от Приложение 1

Таблица П-1.1. Коефициенти за топлинно делене на U-235, Pu-239 и Pu-241 и за делене на U-238 с бързи неутрони, 9 групи коефициенти по ANS 5.1- 2014, ... 36
Таблица П-1.2. Коефициенти за топлинно делене на U-235, Pu-239 и Pu-241 и за делене на U-238 с бързи неутрони, 23 групи коефициенти 36
Таблица П-1.3. Стойности на енергията от делене Q 36
Таблица П-1.4. Стойности на S_{ik}/S за делене на U-235, Pu-239, U-238 и Pu-241 37
Таблица П-1.5. Коригиращи коефициенти за продуктите от делене от неутронно залавяне (без Cs-133), продуктите на активация и коефициента на безопасност 38
Таблица П-1.6 Параметри и коефициенти за изчисляване на остатъчното топлоотделяне от актинидите 38

Списък на фигурите

Фигура 3.1. Схема на басейна за отлежаване на касетите на блок 6 на АЕЦ „Козлодуй” 8
Фигура 3.2. Схема на касета ТВСА 11
Фигура 3.3 Хистограма на работата на реактор 15
Фигура 3.4. Блок-схема на скрипта за изчисляване на остатъчното енергоотделяне 23
Фигура 5.1. Пълното остатъчно енергоотделяне в БОК представено за двете кампании 14/15г и 18/19г. 31
Фигура 5.2. Средното енергоотделяне в БОК представено за двете кампании 14/15г и 18/19г 32
Фигура 5.3. Остатъчно енергоотделяне по отсеци:..... 32
Фигура 5.4. Относителна грешка в началото и край на двата периода на БОК..... 33
Фигура 5.5. Относителна грешка в началото и край на двата периода на БОК.…..... 33

1. Увод

След спиране на ядрения реактор в него продължава да се отделя топлина, генерирана от разпада на продуктите на делене в активната зона. Този процес се нарича остатъчно енергоотделяне и се дължи най вече на бета и гама излъчването на продуктите на делене и в по-малка степен от алфа-разпада на трансурановите елементи. След като бъде извадено горивото от реактора, то се поставя в басейн за отлежаване на касетите (БОК), където престоява не по-малко от 3 години, преди да бъде преместено за дълговременно съхранение в Хранилище за отработило ядрено гориво (ХОЯГ). По време на престояването в БОК остатъчното топлоотделяне и активността спадат до нива достатъчни за транспортирането им до ХОЯГ.

Остатъчното енергоотделяне намалява с времето, но за отвеждане на получената топлина са необходими системи за охлаждане на отработилото ядрено гориво. В противен случай може да се стигне до повреждане на горивото (стопяване), освобождаване на водород от обвивката и др. [1]

Определянето на скоростта на генериране на остатъчното енергоотделяне е необходимо за да може да се покаже, че температурата в горивото, топлоотделящия елемент, горивната касета, оборудването и други компоненти отнасящи се към безопасността, няма да надвиши проектните стойности, което може да бъде риск при използването му и околната среда. [2] Именно високите нива на остатъчното енергоотделяне от горивото в активната зона (АктЗ) и липсата на възможност получената топлина да бъде отведена безопасно е било основната причина за стопяване на горивото в реактора на АЕЦ „Фукушима-Дайчи”, което е довело до изхвърляне на големи количества радиоактивни материали в околната среда.

Басейните за съхраняване отработило ядрено гориво трябва да бъдат снабдени с такива системи, че да не позволяват да бъде повредено горивото в процеса на неговото съхранение. Един от основните компоненти на тази задача е надеждното определяне на остатъчното енергоотделяне на отработилите касети. В настоящата дипломна работа ще разгледаме използването на стандарта на NRC “Spent fuel heat generation in an independent spent fuel storage installation” [2] за анализ на остатъчното енергоотделяне в БОК.

2. Цели и задачи на дипломната работа

Настоящата дипломна работа си поставя следните цели и задачи:

- Да се провери приложимостта на стандарт Regulatory guide 3.54, revision 2. на U.S. Nuclear regulatory commission за определяне на остатъчното енергоотделяне в БОК между две презареждания;
- Да се направи верификация на стандарта с пресмятания на остатъчното енергоотделяне, изпълнено с програмата SCALE;
- Да се изследват две състояния на басейна за отлежаване на касетите на VI блок на АЕЦ „Козлодуй”;
- Да се сравни остатъчното енергоотделяне на двете състояния на басейна за отлежаване на касетите.

Основното изчислително средство, което се използва за пресмятане на остатъчното енергоотделяне е програмата MAXIMA. Това е интегрирана изчислителна среда, наследник на първото такова средство MACSYMA, разработена през 60-те години на XX век в MIT, [3]. Тази програма е със свободен лиценз и се разработва основно от доброволци. Друга задача ще бъде да се проверят възможностите на програмата да бъде използвана за анализи свързани с ядрените реактори.

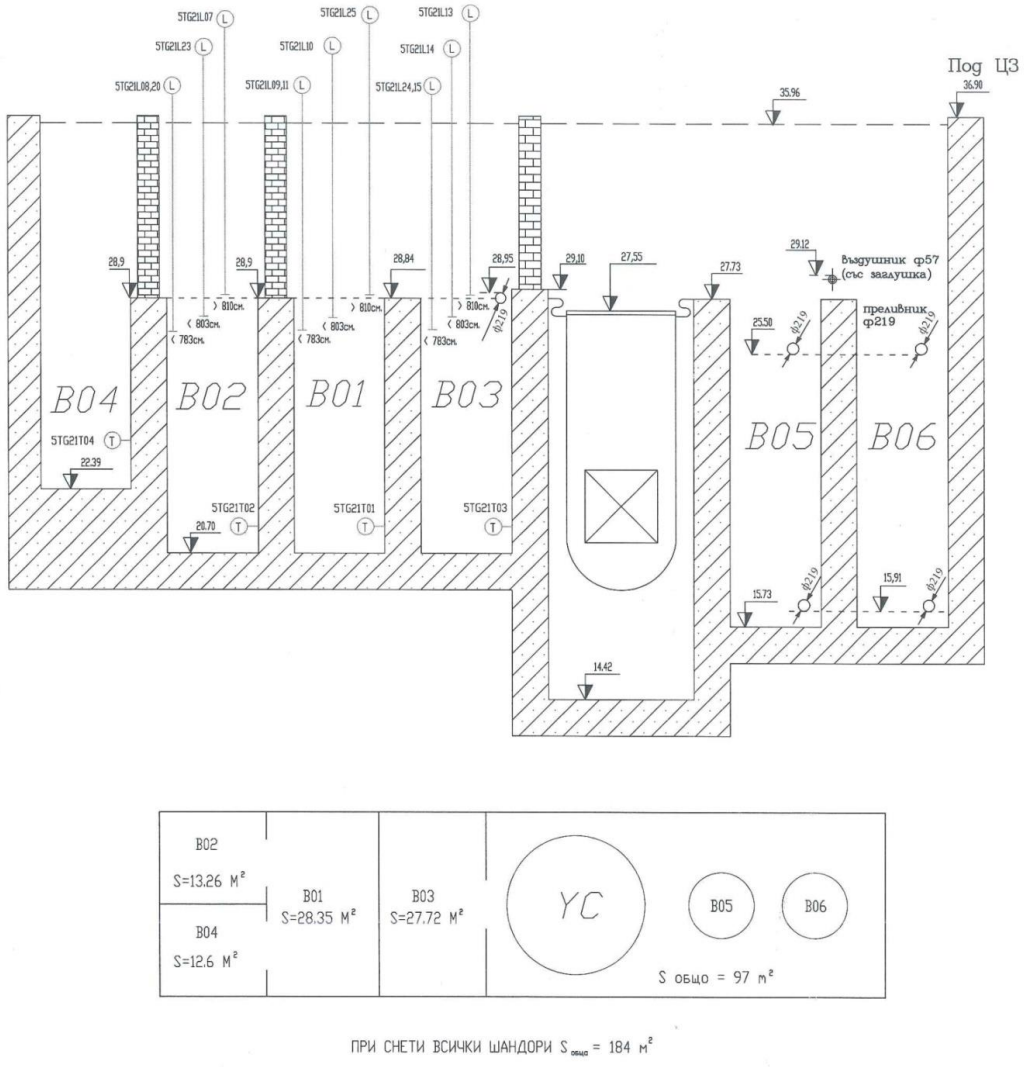
3. Описание на разглеждания обект, методика и моделиране

Стандартът на NRC е предназначен за пресмятане на остатъчното енергоотделяне в БОК. За тази цел е предвидено минимално време на престояване на горивото преди началото на пресмятане 30 денонощия, което е приблизително времето за презареждане на реактора. В сравнение със съществуващите стандарти на ISO 10645:1992(en), [4], и аналогичният му на ANS-5.1, [5], в настоящия стандарт не се отчита приносът на актинидите ^{239}U ($T_{1/2}$=23.45 min.) и ^{239}Np, ($T_{1/2}$=2.356 ден.) което води до значително опростяване на пресмятанията за сметка на отделената топлина първите дни на отлежаване на горивото. Специфичната мощност се пресмята само на базата на дълбочината на изгаряне на горивото, а не на работата на мощност на съответното гориво както е в другите стандарти. За разлика от останалите стандарти обаче този стандарт отчита активацията на конструкционните материали на касетите. Самият стандарт препоръчва за най-добра точност на пресмятанията да се използва интервалът от 1 до 110 години [2].

3.1 Описание на басейна за отлежаване на касетите и горивните касети

Басейнът за отлежаване на касетите (БОК) е предназначен за съхранение на отработилите касети след изваждането им от активната зона, до спадане на остатъчното енергоотделяне до ниво, позволяващо поставянето и транспортирането им със специализирани транспортни контейнери. Зареждането на транспортните контейнери с ОЯГ се осъществява в универсалното гнездо (6TG21B04). В БОК се извършва също така и контрол на херметичността на топлоотделящите елементи, работили в активната зона. В периодите на ПГР, преди зареждането на реактора, в БОК се извършва междинно разполагане на свежи касети.

БОК е разположен в херметичната част на реакторно отделение от кота 20^{70} (дъно) до кота 36^{90}. Той се състои от три отсека за съхраняване на отработили касети, със следните технологични означения: 6TG21B01, 6TG21B02, 6TG21B03 (обозначавани за краткост съответно B01, B02, B03) и един контейнерен отсек (универсално гнездо) 6TG21B04.



Фигура 3.1. Схема на басейна за отлежаване на касетите на блок 6 на АЕЦ „Козлодуй”

При нормална работа на реактора, обемът на водата в отсеци 6TG21B01 и 6TG21B03 е съответно 223 m^3, а в B02 е 104 m^3. При снемане на изолиращата преграда (шлюз) между реактора и БОК, БОК се свързва с шахтовия обем на реактора, образувайки една цяла система от обеми, наречена басейн за презареждане.

В касетните отсеци има стелажи за 563 броя касети и 49 херметични панела. Стелажите и херметичните пенали са проектирани така, че да осигуряват безпрепятствено циркулиране на водата, която отнема остатъчното енергоотделяне от отработеното гориво.

В третия касетен отсек (6TG21B03) има 4 броя панели за контрол на херметичността на касетите. Запълването на басейна с касети се извършва с цел, така че да има не по малко от 163 свободни места. В случай на аварийна необходимост АктЗ може да

бъде бързо преместена от реактора в БОК. При нормална експлоатация на реактора касетните отсеци на БОК са закрити с предпазни плочи.

Работната среда на басейна е воден разтвор на борна киселина с концентрация в диапазона 16÷20g/kg и температура от 20° до 50°C (при презареждане до 70°C). Водата служи за отнемане на остатъчното енергоотделянето от отработилото ядрено гориво. Това се осигурява с три броя помпи, всяка от които е свързана с един касетен отсек, но също така, има възможност да бъде подвключена към всеки един от другите отсеците.

- **Режими на работа на басейна за отлежаване на касетите**

Басейна за отлежаване на касетите има два режима на работа – нормална експлоатация и режим на презареждане на реактора. [6]

- **Нормална експлоатация**

Касетните отсеци (дори и при отсъствие на касети) са запълнени до нивото на преливниците – кота 28^{80} с разтвор на борна киселина с концентрация, в диапазона 16÷20g/kg и с качества отговарящи на водно химичния режим. Поставен е шлюзът между отсеците на басейните за отлежаване на отработеното ядрено гориво и отсека за презареждане. Отворени са дренажите на контейнерния отсек на БОК и дренажите на шахтите за ревизия на вътрешно корпусните устройства и на блока защитни тръби. Басейнът е покрит със защитните плочи. [6]

- **Режим на презареждане на реактора**

В този режим хидрозатворът между БОК (6TG21B01÷B04) и шахтата за презареждане (6TG21B05÷B06 и 6YC00B01) е демонтиоран. Арматурите на преливниците на кота 28^{80} са затворени, като нивото на борният разтвор се поддържа високо, на кота 35^{70}.

И в двата режима работи системата за разхлаждане на басейна. [6]

- **Установени критерии за безопасност**

Поддържането на подкритичост на отработеното ядрено гориво в БОК се осигурява чрез следните методи:

1) Надеждно раздалечаване на клетките за съхранение на горивото, през целия период на експлоатация на БОК. Стъпката на клетките в БОК е 300 mm в триъгълна решетка.
2) Клетките за касетите са изработени от борирана неръждаема стомана, като поглъщащите свойства на материала се запазват в продължение на целия период на експлоатация.

3) Техническите характеристики на системата за охлаждане са достатъчни за да осигурят надеждното отвеждане на остатъчното енегоотдаване от горивото в трите касетни отсека, както при нормално работа така и при проектни аварии. [7]

Поддържането на нивото и водо-химичния режим на БОК се осигурява от системата за очистване на водата от БОК.

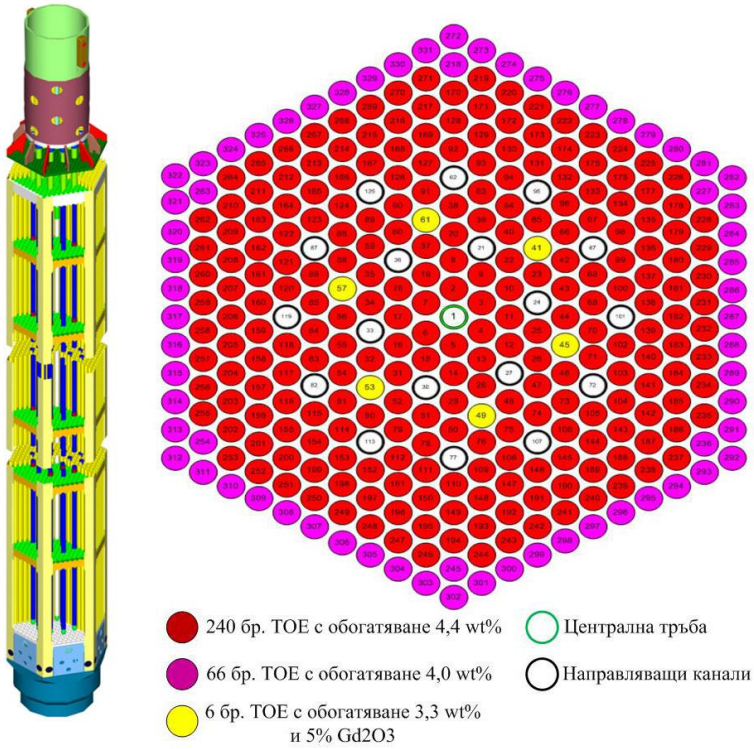
В БОК на блокове 5 и 6 на АЕЦ „Козлодуй" е поставено за отлежаване ядрено гориво, касети тип ТВСА и ТВС-М. Горивната касета тип ТВСА се състои от:

- Централен канал;
- 18 бр. направляващи канала;
- 15 циркониеви дистанциониращи решетки;
- 6 подсилени ъгъла и долна глава, осигуряваща по-добра стабилност.

Броя на топлоотделящите елементи в касета е 312, като от тях 6 бр. са с 5% изгарящ поглътител от Gd_2O_3, те са разположени във вътрешността на касетата между направляващите канали. Стъпката между топлоотделящите елементи е 1,27 см. Касетите ТВСА имат следните предимства:

- Намалени деформации на касетите в активната зона;
- Изгарящ поглътител интегриран в горивото;
- Подсилените ъгли намаляват риска от повреждане при операции по презареждане и дават възможност да се повиши скоростта на презареждане;
- Усъвършенстване на точността на измерване на температурата на забавителя на изхода на касетата;
- Възможност за прилагане на схеми на презареждане с ниска утечка;
- Възможност за реализиране на пълна 4 – годишна кампания. [8]

Касетите ТВС-М са остарял тип, който вече не се използва в АктЗ на АЕЦ „Козлодуй", но все още такива касети отлежават в БОК. Характеристиките на касета ТВС-М са посочени в таблица 1, където са сравнени с тези на касети ТВСА.



Фигура 3.2. Схема на касета ТВСА

Таблица 1. Характеристики на горивна касети тип ТВС-М и ТВСА [9]

Свойство	ТВС-М	ТВСА
Обогатяване (wt.%)	**4.4**	**3.99/4.3**
Максимална дълбочина на изгаряне (MWday/kgU)	**49**	**55**
Количество на UO_2 (kg)	**460**	**491.4-494.5**
Време на работа (EFPD)	**1166**	**1458**
Диаметър на горивната таблетка (mm)	**7.57**	**7.57**
Диаметър на централния отвор на горивната таблетка (mm)	**2.35**	**1.4**
Вид на изгарящия поглътител (материал)	**-**	**Gd**

Съединенията на урана, плутония и тория с кислород, въглерод, азот и др. притежават много положителни качества и могат да се използват като ядрени горива и възпроизвеждащи материали в енергийните реактори. Този вид горива се наричат керамични.

От всички керамични горива урановият диоксид е намерил най-широко приложение. Той е основният вид гориво за реактори с вода под налягане, кипящи реактори и реактори с бързи неутрони. Температурата на топене на урановия диоксид е 2880°C, но в процеса на облъчване в активната зона тя намалява и достига 2670°C при дълбочина на изгаряне 40000MWD/tU. Плътността на UO_2 в топлоотделящите елементи

зависи от технологията на изработването им. За гориво получено чрез пресоване на прах от уранов диоксид, плътността е 9,5-10,5 g/cm^3.

Основен недостатък на урановият диоксид е ниския коефициент на топлопроводимост, който намалява с увеличаване на температурата. Ниският коефициент на топлопроводимост е причина за възникване на големи температурни градиенти в горивото, което води до поява на пукнатини при циклични топлинни натоварвания.

Урановият диоксид притежава добра съвместимост с основните реакторни материали в диапазона на изменение на работната температура в ядрените реактори. Той не взаимодейства с водата, течните метали, въглеродния диоксид, циркония и различни стомани.

Урановият диоксид притежава добра радиационна устойчивост. При него е възможна висока степен на изгаряне без големи изменения на геометричните размери на топлоотделящия елемент. UO_2 задържа по-голямата част от газообразните продукти на делене, но при голяма дълбочина на изгаряне и циклични натоварвания част от тези газове се отделят през образуваните микропукнатини. Това налага в топлоотделящите елементи да се предвижда достатъчен обем за газообразните продукти на делене. [10]

3.2 Методика на пресмятане на остатъчното енергоотделяне по Regulatory guide 3.54

3.2.1 Пълно остатъчно енергоотделяне

Пълната скорост на остатъчното енергоотделяне се определя от израза:

$$P_T(t,T)= P_F(t,T)+P_C(t,T)+P_E(t,T)+P_A(t,T)+P_S(t,T) \quad (1)$$

Където:

$P_F(t,T)$ – остатъчното енергоотделяне от продуктите на делене (с изключение на неутронното залавяне), W;

$P_C(t,T)$ – неутронното залавяне, от което се получава ^{134}Cs, W;

$P_E(t,T)$ – остатъчното енергоотделяне от неутронното залавяне от други продукти на делене, W;

$P_A(t,T)$ – остатъчното енергоотделяне от актинидите, W;

$P_S(t,T)$ – остатъчното енергоотделяне от продуктите на активация, W.

Крайното остатъчно енергоотделя, с отчитане на фактора за безопасност Fs(t), е:

$$P`_T(t,T)= P_T(t,T)\ F_S(t),\ W$$

(2)

3.2.2 Остатъчно енергоотделяне от продуктите на делене

Приносът на продуктите на делене към остатъчното топлоотделяне, без отчитане на неутронното залавяне, се изчислява от индивидуалния принос на четирите основни делящи се изотопа в ядреното гориво: U-235, Pu-239, U-238 и Pu-241. Тези изотопи допринасят за над 99% от деленето в леководните реактори. Деленето на останалите елементи се добавя към деленето на U-235.

Методът се основава на представянето на остатъчното топлоотделяне от продуктите на делене, като резултат от единичен акт на делене. Скоростта на генериране на остатъчната топлина зависи от времето и се представя като сума от 9 групи. [2]

$$f_i(t) = \sum_{j=1}^{9} \alpha_{ij} e^{-\lambda_{ij} t} \quad (MeV/s)$$

(3)

Където:

t е времето след делене, а коефициентите α_{ij} и λ_{ij} са константи, които зависят от делящите се изотопи i. За интервала на облъчване с продължителност T и с постоянна скорост от 1 делене за секунда, s, за изразът f(t) се получава:

$$F_i(t,T) = \sum_{j=1}^{9} \frac{\alpha_{ij}}{\lambda_{ij}} \left(1 - e^{-\lambda_{ij} T_k}\right) e^{-\lambda_{ij} T_k}$$

(4)

Мерните единици за $F_i(t,T)$ са MeV/делене.

В таблица П-1.1 са дадени стойностите на деветте групи на коефициентите σ_{ij} и λ_{ij} за всеки делящ се изотоп. В

Таблица П-1.3 са дадени препоръчителните стойности на Q_i за всеки делящ се изотоп. Периодът на излъчване се представя като поредица от m на брой интервала на излъчване, като всеки интервал притежава постоянна специфична енергия S_{ik} за целия интервал k и за всеки делящ се изотоп. Пълното остатъчно топлоотделяне от продуктите се определя от сумата на всички интервали на излъчване и на делящите се изотопи. [2]:

$$P_F(t,T) = \sum_{i=1}^{4} \sum_{k=1}^{m} \left[\frac{S_{ik}}{Q_i} \sum_{j=1}^{9} \frac{\alpha_{ij}}{\lambda_{ij}} \left(1 - e^{-\lambda_{ij} T_k}\right) e^{-\lambda_{ij} t_k} \right]$$

(5)

Където:

Индексите i=1, 2, 3 и 4 представляват съответно топлинното делене на U-235, топлинното делене на Pu-239, деленето с бързи неутрони на U-238 и топлинното делене на Pu-241. S_{ik} е специфичната топлинна енергия на робата получавана от деленето на изотоп i в интервал на облъчване k, измерва се в единици W/kgU. Q_i е отделената енергия от едно делене в единици MeV/делене. $P_F(t,T)$ е остатъчното топлоотделяне и се измерва в единици W/kgU

S_{ik} се определя от израза:

$$S_{ik} = S_k \times \frac{S_i}{S} \tag{6}$$

В Таблица 3 са дадени относителните стойности на съотношението S_i/S за четирите делящи се изотопа, като функция от началното обогатяване и изгарянето на горивото. Тези стойности са приложими както за гориво за реактори с кипяща вода така и за гориво за ректори с вода под налягане. Съотношенията са получени от данните в Таблица 3 чрез линейна интерполация на средните стойности на първоначалното обогатяване E_s и дълбочината на изгаряне изчислена в средата на всеки работен интервал k.

На

Фигура 3.3-а е показана експлоатационна хистограма на реактор, състояща се от три цикъла на облъчване последвани от интервали на престой, които показват взаимоотношението между времевите променливи T_k и t. Промените в мощността на реактора по време на работа са взети предвид, като времето на работа е разделено на подинтервали с постоянна мощност (фигура 3-а): [11]

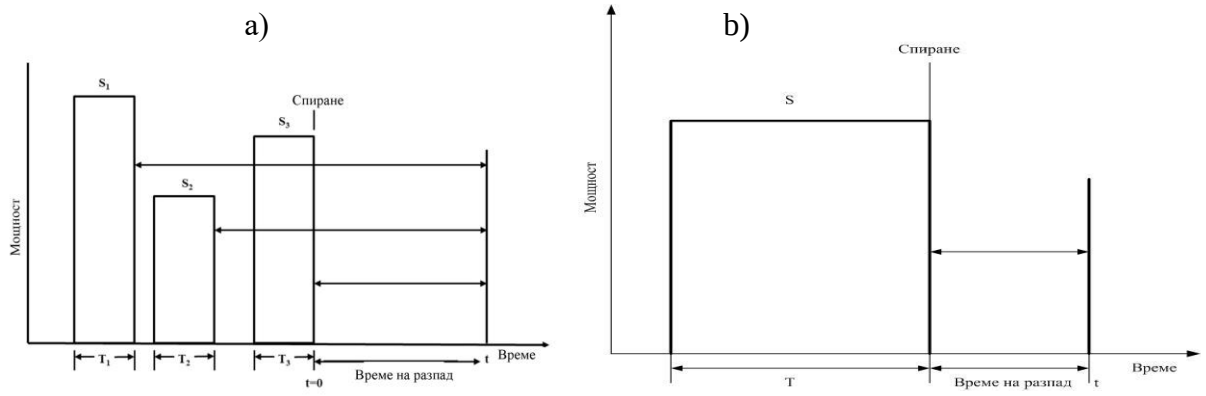
$$S_k = \frac{8.64 \times 10^{10}(B_k - B_{k-1})}{T_k} \tag{7}$$

Където:

S_k - отделената енергия в цикъл k;

T_k - времето на облъчване в цикъл k, [s]

B_k - дълбочината на изгаряне в края на цикъл k. [MWd/kgU]



Фигура 3.3 Хистограма на работата на реактор (a с три работни цикъла (b с един работен цикъл.

Дълбочината на изгаряне B_k, в периода k, е отделената топлинна енергия за единица маса от горивото. Измерва се в MWd/kgU. Коефициентът $8.64x10^{10}$ преобразува единиците за време, използвани за дълбочината на изгаряне, от дни в секунди и също така преобразува единиците за мощност от MW във W.

B_{tot} е пълната дълбочина на изгаряне през целия период на работа. [2]

$$B_{tot} = \sum_{k=s}^{e} B_k$$

(8)

Средната енергия на цикъл k, в единици W/kgU, се определя от изгарянето на горивните елементи разделено на времето на облъчване за всеки цикъл. [2]

Възможен е и друг вариант, като дълбочината на изгаряне B_{tot}, за всички периоди k се осредни на времето на работа на касетите, като се отчита само времето за престояване след изваждане на касетите от активната зона. За целта (7) се преобразува в следното уравнение:

$$S_{avg} = \frac{8.64 \times 10^{10}\ B_{tot}}{T}$$

(9)

Където:

T – общото време на работа на касетите

B_{tot} – крайната дълбочина на изгаряне.

За касета под № CE0522508, в базата данни на АЕЦ, SmartFuel, която е била поставена в БОК през 2011 г., със средна дълбочина на изгаряне: B_{tot}= 46.26 MWd/kgU и време на престой в АктЗ при работа на мощност, общо T= 971.73 eff. days, по формула (9) се получава средното S_{avg}= $4{,}1\times10^{9}$ W/kgU.

В настоящата дипломната работа за целите на анализа на енергоотделянето на БОК на ВВЕР-1000, са избрани две състояния на басейна за отлежаване на касетите: престояване по време на 20 кампания (2014-2015г) и съответно 24 кампания (2018-2019г). За определяне на специфичната мощност в БОК е използван методът представен на

Фигура **3.3**-б, а времето на работа на реактора е представено като един с обобщен цикъл. За пресмятането на тази мощност е използвана формула (9). Този метод на представяне на историята на облъчване на горивото се счита за по-неточен и се препоръчва само от междинната версия на стандарта [11].

3.2.3 Изчисляване на приноса на Cs-134

В резултат от неутронното облъчване на нуклидите получени директно от деленето се получават следните два ефекта.

1- Намаляване на концентрацията на продуктите от делене с голямо сечение за поглъщане на неутрони.
2- Увеличаване на концентрацията на нестабилни нуклиди, което е в резултат от възбуждането на стабилни изотопи и дъщерните им ядра.

Тъй като неутронното поглъщане води до получаването на нестабилни ядра, ефектът от поглъщането се изразява в увеличаване на остатъчното топлоотделяне.

За период на охлаждане от около 10^8 секунди, полученият изотоп Cs-134 допринася значително за остатъчното топлоотделяне. Cs-134 се получава чрез неутронно залавяне от стабилния продукт на делене Cs-133.

Концентрацията на Cs-133, като функция на времето на облъчване се представя аналитично чрез добива от делене и скоростта на отнемане чрез неутронното залавяне. Остатъчното енергоотделяне, получено от разпада на Cs-134 в единици W/kgU, се получава от израза:

$$P_c(t,T) = Y\,E\lambda_4\frac{S}{Q}\left[\frac{1-e^{-(\lambda_4+\sigma_4\phi)T}}{\lambda_4+\sigma_4\phi}+\frac{e^{-\sigma_3\phi T}-e^{-(\lambda_4+\sigma_4\phi)T}}{\sigma_3-(\lambda_4+\sigma_4\phi)}\right]e^{-\lambda_4 t_{\text{Н}}} \quad (10)$$

Където:

$$\frac{S}{Q} = \frac{1}{T}\sum_{k=1}^{m}\sum_{i=1}^{4}\frac{S_{ik}}{Q_i}T_k$$

t - времето след спиране на реактора, в секунди;

T – времето на излъчване, в секунди;

ϕ – пълния неутронен поток (бр. неутрони на $см^2$ за 1 секунда);

Y – ефективния кумулативен добив на Cs-133 за едно делене, 6.83%;

λ_4 – константа на разпад на Cs-134, $1.07x10^{-8}$ s^{-1}

σ_3 – сечение за неутронно залавяне на Cs-133, 11.3 barn;

σ_4 – сечение за поглъщане на Cs-134 10.9 barn;

E – отделената енергия за един разпад на Cs-134, 1.720 MeV

Неутронния поток се изчислява по формулата:

$$\phi_k = \frac{S_{avg}}{\alpha}2.85 \times 10^{10}$$

(11)

α – е ефективното обогатяване на горивото, изчислено от действителното обогатяване E_s, изразено чрез началната маса на U-235, в тегловни проценти, използвайки уравнението $\alpha=(E_s/2)+1$. Изразът се прилага за един интервал на облъчване с поток ϕ_k и продължителност T_k. За период на работа с m интервала на излъчване, ϕ се определя като средна стойност за всички интервали.

$$\phi = \frac{1}{T}\sum_{k=1}^{m}\phi_k T_k$$

(12)

Необходимите параметри са пълното време на работа, първоначалното обогатяване, времето на престой и средната енергия на горивото. За изчисляване на приноса на Cs-134, е необходимо да се определи неутронния поток, който се пресмята чрез (11). Неутронният поток се определя от началното обогатяване и специфичната плътност на енергията.

За обогатяване на горивото и за дълбочина на изгаряне, характерни за леководните реактори, изчисляването на потока по тези формули дава стойности на приноса на Cs-134 към остатъчното енергоотделяне, който надвишава с 5% действителния. За по ниски дълбочини на изгаряне, по малки от 25 MWd/kgU, изчисленията завишават приноса на Cs-134 с до 15%. [2]

3.2.4 Изчисляване на приноса от неутронното залавяне на други нуклидите

Приносът от неутронното залавяне от продуктите на делене, с изключение на Cs-133, се определя чрез използване на табличния коефициент H(t), чиято стойност е дадена в Таблица П-1.5 като функция от времето на охлаждане. Коефициентите са умножени с остатъчното енергоотделяне $P_F(t,T)$, изчислено в параграф 3.2.2:

$$P_E(t,T) = H(t)P_F(t,T) \tag{13}$$

Стойностите на H(t) са установени така, че да дават по консервативни резултати, при изпълнение на следните условия:

- Първоначалното обогатяване между 2.0 и 5.0 тегловни процента (wt%) U-235.
- Дълбочината на изгаряне, в единици MWd/kgU, е 14 пъти по-малка от първоначалното обогатяване на U-235.
- Средната енергия в kW/kgU, е по-голяма с 5 пъти от началното обогатяване на U-235. [2]

3.2.5 Изчисляване на приноса на актинидите

Остатъчното енергоотделяне от актинидите се изчислява като сума от приноса от Am-241, Cm-242, Cm-244, Pu-238, Pu-239, Pu-240 и Pu-241. Приносът на тези седем изотопа към остатъчното енергоотделяне е над 99.5%. Приносът на топлинната компонента от разпадането на актинидите зависи от времето и за време t след излъчване, се определя аналитично чрез формулата.

$$P_A(t) = \sum_{n=1}^{7} \hat{\beta}_n \, e^{-\lambda_n t} \tag{14}$$

Където:

Индексите n отговарят на седемте актинида Am-241, Cm-242, Cm-244, Pu-238, Pu-239, Pu-240 и Pu-241.

λ_n – константа на разпад на седемте актинида (s^{-1}).

t - времето след спиране на реактора (s).

$\hat{\beta}_n$ - коефициенти, които се изчисляват по следния начин:

$$\hat{\beta}_1 = \beta_1 - \beta_2 \frac{E_1}{E_2} \frac{\lambda_1}{(\lambda_1 - \lambda_2)}$$

$$\hat{\beta}_2 = \beta_2 \left[1 + \frac{E_1}{E_2} \frac{\lambda_1}{(\lambda_1 - \lambda_2)}\right]$$

$$\hat{\beta}_n = \beta_n \quad n = 3 \ldots 7$$

(15)

Променливата E_1 е отделената топлинна енергия от един разпад на Am-241 (5.629 MeV), променливата E_2 е отделената топлинна енергия от един разпад на Pu-241 (5.361×10^{-3} MeV).

В таблица П-1.6 са дадени коефициентите на актинидите β_n за гориво с начално обогатяване по U-235, E_s и дълбочина на изгаряне B_k. Междинните стойности на обогатяването и на дълбочината на изгаряне са получени чрез линейни интерполации между табличните данни. Коефициентите на актинидите се измерват в W/kgU. Коефициентите $\hat{\beta}_n$ представляват скоростта на ефективното остатъчно енергоотделяне от всеки актинид, отнесено към времето на престой на горивните касети. Коефициентите $\hat{\beta}_n$, изчислени в (15), отчитат разпадането на Am-241, който е получен от разпада на майчиния изотоп Pu-241 (с период на полуразпад 14.4 год.) след изваждане на горивото. Енергията освободена от един разпад на Am-241 е 103 пъти по-голяма от енергията освободена от Pu-241. С увеличаване на времето за охлаждане, делът на остатъчното енергоотделяне от Am-241 рязко се увеличава, като по този начин изотопът става основен източник на остатъчно енергоотделяне след 50 години.

Остатъчното топлоотделяне от актинидите се увеличава с намаляване на специфичната енергия за охлаждане. За да се отчете промяната на средната специфична енергия в интервала от 12 до 50 kW/kgU, в (14) се прилага коригиращ коефициент при изчисляване на остатъчното енергоотделяне от актинидите.

$$P_A(t) = P_A'(t) \times 1.82\left[S_{avg}\right]^{-0.06}$$

(16)

Където:

$$S_{avg} = \frac{1}{T}\sum_{k=1}^{m} S_k T_k$$

За период на охлаждане по-малък от 3 години и специфична енергия на работа по-голяма от 30 kW/kgU, коригиращия коефициент представя по консервативни оценки на приноса на актинидите към остатъчното топлоотделяне с 15 %. За този интервал на охлаждане, обикновено приносът на актинидите към остатъчното топлоотделяне не

превишава 20%, което показва, че стандарта не води до прекомерен консерватизъм в определяне на остатъчното енергоотделяне. [2]

3.2.6 Изчисляване на приноса от активацията на елементи от горивните касети

Приносът на остатъчната енергия от компонентите на горивните касети, към общото енергоотделяне е от порядъка на няколко процента. То се определя от следния израз:

$$P_S(t,T)=A(t)P_F(t,T) \tag{17}$$

Стойностите на A(t) са дадени в таблица П-1.5, а $P_F(t,T)$ е остатъчното енергоотделяне от продуктите на делене, изчислено в уравнение (5).

3.2.7 Коефициент за безопасност

В стандарта NRC е въведен допълнителен коефициент на безопасност, който се прилага за да се избегнат неопределеностите при изчисляване на остатъчното енергоотделяне. В Таблица П-1.5, стойностите на коефициента за безопасност $F_s(t)$ е получена като функция от времето на разпад след прекратяване на работата на реактора. Стойности приложени за времето на охлаждане t, след прекратяване на верижната реакция, са получени чрез линейна интерполация от данните в таблицата.

Неопределеностите в стандарта са определени основно чрез сравнение на прогнозните данни с данните получени чрез калориметрични измервания на остатъчното топлоотделяне [2]. Неопределеността на метода се оказва относително малка и слабо зависеща то дълбочината на изгаряне. Използваните методи представят, като цяло по консервативни оценки на остатъчното топлоотделяне. Коефициентът на безопасност внася допълнителен статистически толеранс, за да подсигури данните получени чрез изчисленията на този стандарт [2].

3.3 Кратко описание на програмата MAXIMA

Остатъчното енергоотделяне е изчислено с помощта на програмата MAXIMA, version 5.43.0. MAXIMA е система за обработка на числени изрази, включително диференциране, интегриране, ред на Тейлър, обикновени диференциални уравнения, полиноми, матрици, вектори и др. Програмата е написана на Lisp и може да работи на различни платформи като MacOS, Linux, Unix, Microsoft Window и Android. Тази програма може да решава математически задачи като групира и открива формулите необходими за

решението, а не просто да изведе цифровата стойност на резултата. MAXIMA може да бъде използвана като калкулатор, който дава числено представяне на променливите и предоставя аналитично решение. MAXIMA разполага с голям обхват от числени методи за анализ на уравнения или на системи от уравнения, които не могат да се решат аналитично. Програмата организира входните данни в клетки, които могат да бъдат изчислени само при поискване от потребителя. Съдържанието на клетките може да бъде изведено в текстов файл [3].

В отделна клетка е зададено прочитане на входните файлове съдържащи допълнителна информация необходима за изчисленията - година на изваждане на касетата от активната зона, дълбочината на изгаряне, енергоотделянето в началото и в края на периода, ефективните денонощия на работа, времето на престой в БОК, обогатяване на горивото, диаметъра на централния отвор на горивната таблетка, масата на един ТЕО, масата на една касета, специфичната енергия и първоначалната маса на уран. Входните файлове са изготвени на Microsoft Office Excel след което файловете са записани във формат „csv", който може да бъде прочетен от MAXIMA. След завършване на изчисленията програмата запазва резултатите в отделен файл във формат „txt".

Данните за остатъчното енергоотделяне се получават в таблица, като в първия ред са дните на престой на всяка касета в БОК, а в колоните са стойностите на енергоотделянето за всяка касета.

За изчертаване на графиката за пълното енергоотделяне на целия БОК, са сумирани стойностите на всички колони.

3.4 Разработване на скрипт за пресмятане на остатъчното енергоотделяне

За пресмятане на остатъчното енергоотделяне с програма MAXIMA е написан скрипт, в който са въведени всички данни необходими за изчисленията. Данните от стандарта на NRC са въведени в скрипта във формата на матрици. Това са коефициентите за делене на делящите се изотопи α_{ij} и λ_{ij} (Таблица П-1.1 и

Таблица П-1.2), стойностите на съотношението S_{ik}/S (

Таблица П-1.4), стойностите на енергията от делене Q (

Таблица П-1.3), константите на разпад на актинидите λ_n и β_n (Таблица П-1.6), коригиращите коефициенти за продуктите от делене от неутронно залавяне, от продуктите на активация и коефициента на безопасност, H(t), A(t) и $F_S(t)$, Таблица П-1.5.

Други въведени в матричен формат данни от NRC са Y отделената енергия за един разпад на Cs-134, сечение за поглъщане на Cs-134, сечение за неутронно залавяне на Cs-133, константа на разпад на Cs-134, ефективния кумулативен добив на Cs-133 за едно делене и др.

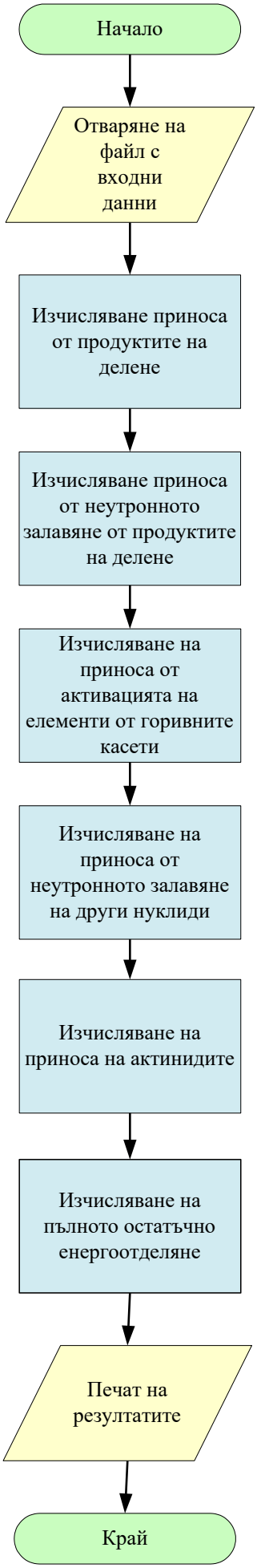
След стартирането на скрипта тези данни се прочитат в паметта и впоследствие се прилага линейна интерполация съобразно стъпката на времевия интервал и данните за съответната касета.

Следващата стъпка е да се прочете входен файл с информация характеризираща текущото състояние на БОК. Общо описание на файла е представено в Таблица 2.

Всички изчисления необходими за да се получат входните данни във файла от Таблица 2 се извършват в Microsoft Office Excel. След завършване на пресмятанията файлът се запазва във формат „csv", който директно се използва като входен файл от програма "wxMaxima" за пресмятане на остатъчното енергоотделяне. Във формата „csv", числата в колоните се разделят със запетая. Това позволява да бъде генериран лесно с програма Excel. Във входния файл са описани всички колони, които скрипта прочита. Тези които не съдържат данни използвани в пресмятанията, са маркирани с текста „за справка" и остават за бъдещо използване.

Изчисления от скрипта се записват в изходния файл, който представлява обикновен текстов файл във формат ASCII, файлът е с разширение "txt". Първия ред във файла съдържа стъпката на изменение на остатъчното енергоотделяне пресметнато, като данните от колона 7 на входния файл са извадени от данните от колона 8 и са разделени на броя на междинните стойности, които искаме да получим. Получената стойност се прибавя с нарастване към по-малката стойност. Останалите колони съдържат остатъчното енергоотделяне, съответстващо на времето от първия ред, пресметнато във ватове (W). Всеки ред съответства на една касета със същия пореден номер от входния файл.

След въвеждането на цялата необходима информация започва изчисляване на остатъчното енергоотделяне, като стъпките са посочени в блок-схемата на фигура 3.4.



Фигура 3.4. Блок-схема на скрипта за изчисляване на остатъчното енергоотделяне

Таблица 2. Описание на файла съдържащ входните данни за пресмятанията

№ на колона	Вид на числото	Описание
1	Цяло	Номер на реда (характеризира една касета)
2	Символи	Координати на касетата в БОК (за справка)
3	Цяло	Година на изваждане на касетата
4	Реално	Дълбочина на изгаряне
7	Реално	Работа в реактора (ефективни денонощия)
8	Реално	Време на престой в БОК до началото на анализа (дни)
9	Реално	Време на престой в БОК до края на анализа (дни)
10	Реално	Начално обогатяване на горивото (%)
11	Реално	Диаметър на централния отвор (mm) за справка
12	Реално	Маса на един ТОЕ (kg) за справка
13	Реално	Обща маса на горивната касета (kg)
14	Реално	Специфична мощност (W/kgU)
15	Реално	Първоначална маса на уран в касета
16	Цяло	Брой характеристики на облъчването на касетата в АктЗ и престояването. Ако това число е 0, то скрипта игнорира всички колони с номер по-голям от 16. Ако не е 0 показва бр.четири колони характеризиращи облъчването на дадена мощност.
16+(i+1)	реални	Дълбочина на изгаряне в края на интервала
16+(i+2)	реални	Ефективни денонощия на облъчване (дни)
16+(i+3)	реални	Специфична мощност W/kg за интервала
16+(i+4)	реални	Време на престой след облъчването (до началото на интервала)

3.5 Методика на анализа

Избрани са две състояния на басейна за отлежаване на касетите на 6 блок на АЕЦ „Козлодуй”, първия период е по време на 20 кампания на блока през 2014-2015 г, втория е

по време на 24 кампания през 2018-2019 г. Работата на реактора през двата периода е на мощност и нивото в БОК е понижено съобразно представената информация в параграф 3.1

Получени са данни за всяка касета в БОК, която включва номер на касетата от база данни SmartFuel, годината на изваждане на касетите от активната зона, дълбочината на изгаряне в момента на изваждане, енергоотделяне в началото и в края на разглежданите периоди, работните кампании, ефективните денонощия на работа и времето на отлежаване в басейна.

За изчисляване на остатъчното енергоотделяне е необходимо да се определи обогатяването на горивото, геометрията на горивните таблетки, масата на ядреното гориво, специфичната енергия и началната маса на урана.

Данните за горивото се вземат от работна програма за зареждане на активната зона на 6 блок за съответната кампания [12], [13]. В програмата на всеки тип касети съответства определен характерен номер, който беше използван да се извлекът геометричните им характеристики. През 2014 година в БОК е имало 402 броя касети, а през 2018 г. броят им е 355 [12], [13].

Масата на един топлоотделящ елемент се изчислява по следния начин:

$$m=3.53\frac{d_{ex}^2-d_{in}^2}{4}\times 10.37\times 10^{-3}, \text{ kg} \quad (18)$$

d_{ex} – външния диаметър на горивната таблетка [mm]

d_{in} – вътрешния диаметър на горивната таблетка [mm]

$10.37x10^{-3}$– плътността на урана [kg/m^3]

3.53 – височината на активната зона [m]

В басейна за отлежаване се съхраняват касети ТВС-М и ТВСА. И в двата вида касети броя на топлооделящите елементи е 312, но в касети ТВСА 6 ТОЕ са с изгарящ поглътител. За касета ТВС-М масата на горивната касета е M=m×312. За ТВСА касетите трябва да се отчетат и топлоотделящите елементи с изгарящ поглътител, в този случай за масата получаваме M= m×306+m×6×0.95.

M е масата на горивната касета,

m е масата на един топлоотделящ елемент.

Коефициент 0.95 – частта на UO_2 в касетите с интегриран в горивото поглътител

Коефициент 0.881 –фракция на масата на урана в UO_2

Началната масата на урана се изчислява по следния начин $M_U=M\times 0.881$.

Стойността на T се определя като пълното време на излъчване, като се изключва времето на престой.

4. Верификация и валидация на пресмятанията

Използваната касета за верификация на скрипта по стандарта на NRC е с обозначение C-64, производство на компанията Westinghouse. Касетата е работила три последователни цикъла в реактор с вода под налягане. Касетата е с първоначално обогатяване 3.397 wt% U-235, извадена е от активната зона на 03.03.1977 г. Дълбочината на изгаряне в момента на изваждане е била 39,384 MWD/MTU. Измерване на остатъчното енергооделяне е извършено 4.5 години след изваждане на касетата. Масата на урана в касетата е 386.63 kg. Историята на работата и дълбочината на изгаряне за всеки цикъл са дадени в таблица Таблица 3. Средната специфична енергия за всеки цикъл е получена от натрупаната дълбочина на изгаряне и продължителността на всеки цикъл, съгласно (7).

Таблица 3. Данни за работата на касета C-64

Работни данни	Цикъл 1	Цикъл 2	Цикъл 3	Цикъл 4
Начало на работа	01.08.1972 г.	01.05.1973 г.	20.12.1974 г.	29.03.1976 г.
Спиране	01.05.1973 г.	16.10.1974 г.	26.02.1976 г.	03.03.1977 г.
Време на работа (дни)	273	533	433	339
Време на престой (дни)	0	65	32	1633
Дълбочина на изгаряне (MWd/kgU)	1,061	16,920	29,764	39,384
Мощност (W/kgU)	3,886	29,754	29,663	28,378

Пълното остатъчно енергоотделяне, без коефициента на безопасност се изчислява съгласно стандарта, като сума от отделните компоненти:

$$P_T(t,T) = P_F(t,T) + P_C(t,T) + P_E(t,T) + P_A(t,T) + P_S(t,T) \quad (19)$$

Остатъчното енергоотделяне от продуктите на делене P_F, без неутронното залавяне, се изчислява чрез (5). Делът на пълната специфична мощност, свързана с деленето на U-235, Pu-239, U-238 и Pu-241 е определен чрез интерполации на данните от

Таблица П-1.4, като е използвано обогатяване от 3,97wt% и средната дълбочина на изгаряне за всеки цикъл.

Енергоотделянето от продуктите на делене се определя от сумата на всеки делящ се изотоп и стойностите на енергията от делене Q, посочени в

Таблица П-1.3. Времето на облъчване T_k и на разпад t_k, за всеки цикъл, са показани в Таблица 4.

Таблица 4. Време на облъчване и разпад за всеки цикъл, на касета С-64

T_1 = 273 дни	t_1 = t+1402 дни
T_2 = 533 дни	t_2 = t+ 869 дни
T_3 = 433 дни	t_3 = t+371 дни
T_4 = 339 дни	t_4 = t

Стойностите на t_k се определят като пълното време от края на цикъл k до желаното време на охлаждане от 1633 дни след изваждане на касетата. Времето се измерва в секунди. В Таблица 5 са показани стойностите на енергоотделяне на всеки от делящите се изотопи. Сумиране на стойностите дава пълното енергоотделяне от продуктите на делене, което е 1.505 W/kgU.

Таблица 5. Резултати за остатъчното енргоотделяне от продуктите на делене

Стойности на енергоотделянето P_F (W/kgU)				
U-235	Pu-239	U-238	Pu-241	Общо
0.7772	0.5130	0.1029	0.1123	1.5054

За изчисляване на приноса на Cs-134, P_C към остатъчното енергоотделяне, са необходими следните параметри: пълното време на облъчване, първоначалното обогатяване, времето на охлаждане и средната плътност на мощността на горивото. Пълното време на облъчване е T_1+ T_2+ T_3+ T_4 = 1578 дни, времето на охлаждане е 1633 дни. Времето отново трябва да се превърне в секунди. Неутронния поток в горивото се определя от обогатяването и специфичната мощност съгласно (12). Средната мощност на горивото S_{avg} се определя от крайната дълбочина на изгаряне – 39.384 MWd/kgU и от

времето на облъчване 1578 дни. След пресмятане чрез (16), за S_{avg} се получава 24 958 W/kgU. Обогатяването изчислено е на 2.6985. Тези резултати заместени в (11) дават стойност за $\phi_к = 2.386\times10^{14}$ n/cm^2/s. Стойността на съотношението S/Q се прилага в (10).За приноса на Cs-134 към остатъчното енергоотделяне се получава P_C =0.4365 W/kgU.

Изчисляването на приноса от неутронното залавяне от други продукти на делене P_E, се извършва чрез интерполации на данните от таблица П-1.5, като за времето на охлаждане 1633 дни, за H(t) се получава резултат 0.0348. Този коефициент се умножава по добива от продуктите на делене 1.505 W/kgU съгласно (13) и за $P_E(t,T)$ се получава стойност 0.0523 W/kgU.

Приносът на енергоотделянето от актинидите $P_A(t,T)$ се изчислява чрез интерполация на стойностите на коефициентите β за всеки от актинидите от таблица П-1.6. в зависимост от средното обогатяването и дълбочината на изгаряне на горивото. Определянето на енргоотделянето от актинидите се пресмята чрез (14), използвайки коефициентите β от (15). За приноса на актинидите се получава стойност 0,377 W/kgU. Към тази оценка се прилага малък коригиращ коефициент от 0.989, за отчитане на работната мощност от 24.96 kW/kgU, така за $P_A(t,T)$ се получава 0.373 W/kgU.

Приносът от активацията на елементите на касетата $P_S(t,T)$, се пресмята чрез интерполация на стойностите от таблица П-1.5 в зависимост от времето на охлаждане, за коефициента A(t) се получава стойност 0.0762. Този резултат се умножава с добива от продуктите на делене, 1.505 W/kgU и за $P_S(t,T)$ се получава 0.115 W/kgU

Пълното остатъчно енергоотделяне се пресмята като сума от отделните компоненти:

$$P_T(t,T)= P_F(t,T)+ P_C(t,T)+ P_E(t,T)+ P_A(t,T)+ P_S(t,T)$$
$$P_T(t,T)=1.505+0.437+0.052+0.373+0.115=2.482 \text{ W/kgU} \quad (20)$$

Началната маса на урана в касетата е 386.63 kg, тя се умножава по специфичното остатъчно енергоотделяне за касетата, което е 2.482 W/kgU и така се получава остатъчно енергоотделяне от 959.6 W/касета, без да е включен коефициента за безопасност. С коефициента на безопасност от 1.02, пълното енергоотделяне е 978.8 W.

В

Таблица 6 са сравнени резултатите от стандарта на NRC с тези пресметнати с програма MAXIMA. Сравненията са направени за пресметнатите стойности на остатъчното енергоотделянето с тези от примерната касета използвана в стандарта

разработен от NRC (Приложение П-1). Представените стойности от пресмятането със скрипта са междинни и не са закръглени докато резултатите от всяко пресмятане с стандарта са закръглени, което води до съответна грешка.

Таблица 6. Сравняване на резултатите

Компонент	Стойности от стандарта NRC W/kgU	Пресметнати стойности W/kgU	Грешка %
$P_F(t,T)$	1,505	1,505702036936929	0,05
$P_C(t,T)$	0,437	0,4335174330343095	0,8
$P_E(t,T)$	0,052	0,05232750391542603	0,7
$P_A(t,T)$	0,373	0,3737201413765038	0,2
$P_S(t,T)$	0,115	0,1146584165424668	0,3
$P_T(t,T)$	2,482	2,479925531805635	0,1

Средната грешка от пресмятането е 0,3% а максималната 0,7%, което показва, че методиката описана в стандарта е възпроизведена коректно в скрипта на MAXIMA и може да се прилага за оценка на остатъчното енергоотделяне от различните видове горивни касети.

5. Анализ на получените резултати

На Фигура 5.1 и съответно на Фигура 5.2 са представени пълното остатъчно енергоотделяне в БОК за кампаниите 2014-2015г. и 2018-2019 г. и съответно средното енергоотделяне за една касета. Вижда се, че общото енергоотделяне в БОК се е понижило във втората кампания спрямо първата. При сравнение с графиките на Фигура 5.2 се вижда обаче, че средното енергоотделяне се е повишило и това е закономерен ефект от поставянето в БОК на касети с по-голяма средна дълбочина на изгаряне.

Към 2108, голяма част от ТВС-М са извадени от БОК и на част от тяхното място са поставени извадени от реактора нови касети ТВСА. Нарастването в кампания 2018-2019 г. е с приблизително 0.4 kW/касета след изолиране на БОК от шахтата на реактора и се понижава до около 0.1 kW/касета преди спиране на реактора за презареждане и в двата случая.

На Фигура 5.3 е показано енергоотделянето по отсеци B01, B02 и B03. Графики a), c) и e) показват съответно пълното енергоотделяне във всеки отсек а графиките b), d) и f) на Фигура 5.3 показват средното енергоотделяне. От графиките може да се заключи, че

най-натоварен от отсеците е В01. В него нарастването на средното енергоотделяне е около 3.2 kW/касета в началото на разглеждания период за кампания 2018-2019 г. Впоследствие то се понижава до около 1.0 kW/касета, преди презареждане.

Интересно е да се отбележи, че максималното енергоотделяне след изолиране на БОК от шахтата на реактора в В01 е 785 kW (2018-2019 г.), в отсек В02 е 230 kW (2014-2015 г.) а в отсек В03 е 935 kW (2014-2015 г.).

Енергоотделяне спазва отношението $\frac{2}{5} \approx 0.4$ за отсеци В01 и В03. За отсек В02 се спазва отношението $\frac{1}{5} \approx 0.2$, което произтича от отношението на наличните обеми вода спрямо общия обем в БОК. От графиките се вижда, че условието за равномерно разпределение на касетите в БОК се е съхранило и за двете изследвани кампании.

За да се удостовери способността на NRC RG 3.54 да пресмята касетите в БОК за ВВЕР-1000, беше изпълнена валидация по пресмятания на остатъчното енергоотделяне, изпълнени с комплекса SCALE и предоставени за сравнение от „АЕЦ Козлодуй" ЕАД. Общият брой на тези пресмятания е четири: едно в началото на изследвания период за всяка кампания и едно в края, съответно Фигура 5.4 за кампанията 2014-2015г. и Фигура 5.5 за кампанията 2018-2019 г. За оценка на относителните отклонения беше използвана формула (21) по следния начин:

$$\delta = \frac{W_{calc}^{i} - W_{scale}^{i}}{W_{scale}^{i}} . 100 \qquad (21)$$

Където:

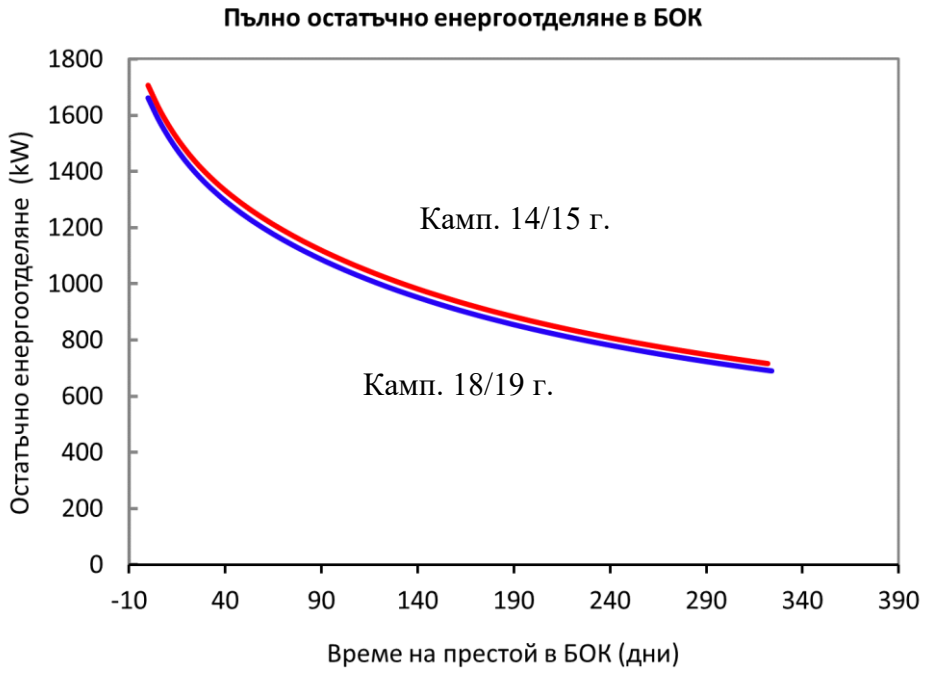
δ – Относителна грешка

W_{calc} – Енергоотделянето пресметнато със стандарта на NRC

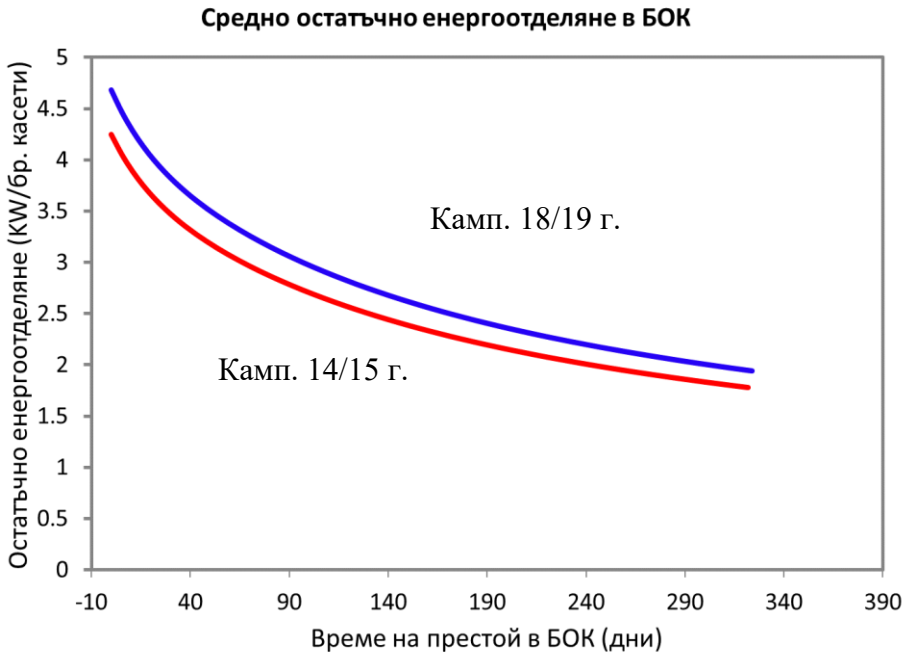
W_{scale} – Енергоотделянето представено от АЕЦ „Козлодуй" и пресметнато с комплекса SCALE.

От графиките на Фигура 5.4 и Фигура 5.5, се вижда, че голяма част от касетите в БОК за двете кампании показват отклонения е в интервала ±10%, което е допустимо предвид поставените цели на стандарта NRC RG 3.54. Съществува обаче малка част от касетите, които показват големи отклонения и достигат в отделни случаи до |73|% в началото и |25|% в края на 2014-2015 г. кампания. За кампания 2018-2019 г. отклоненията в началото достигат до |87|% а в края |24|%. Причината за тези големи отклонения се дължи на голямото натоварване на тази касети по време на горивната им кампания, което обаче не се отчита в пресмятането с този стандарт.

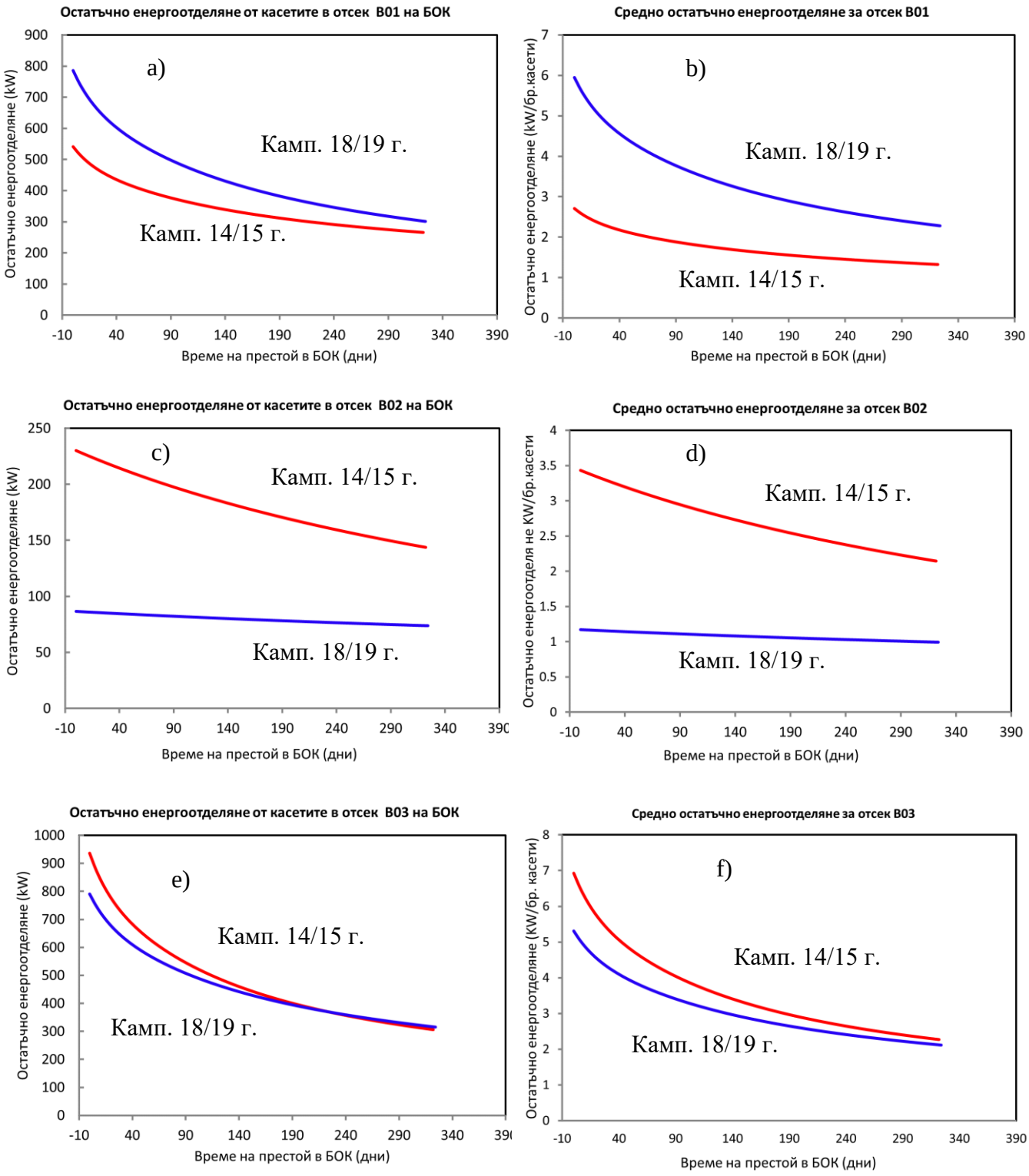
Средно квадратичното отклонение и за двете кампании в началото и в края за всички касети беше определено като -2,14% /2.27% в начало/край на 2014-2015 г. кампания а за 2018-2019 г съответно 20,0%/7,7%. Въпреки големите отклонения на пресмятанията с някои касети, стандартът може да се използва за бърза оценка на състоянието на БОК.



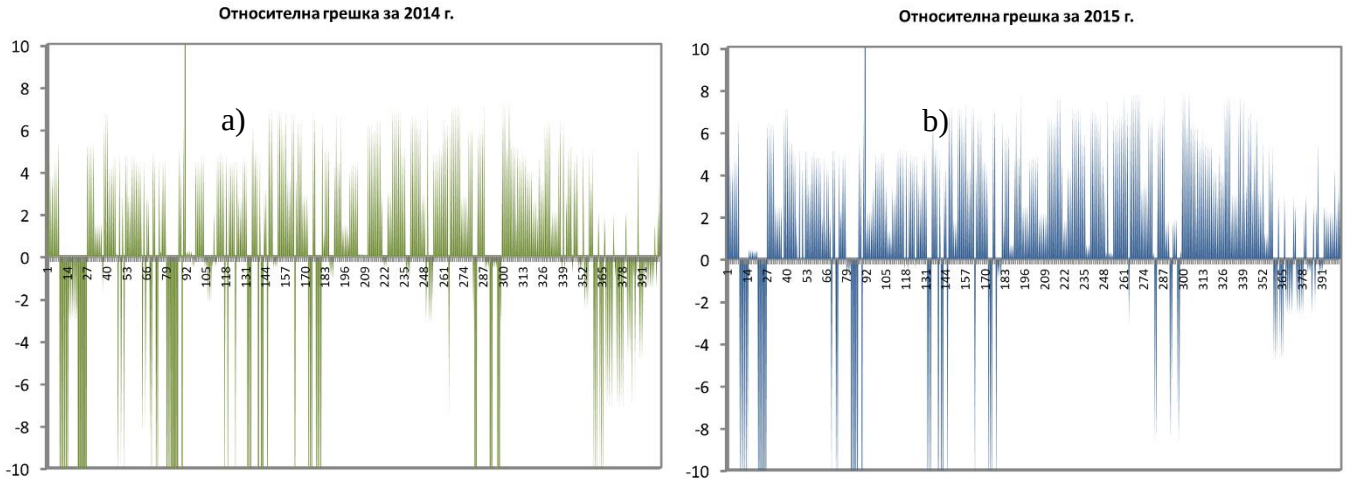
Фигура 5.1. Пълното остатъчно енергоотделяне в БОК представено за двете кампании 14/15г и 18/19г.



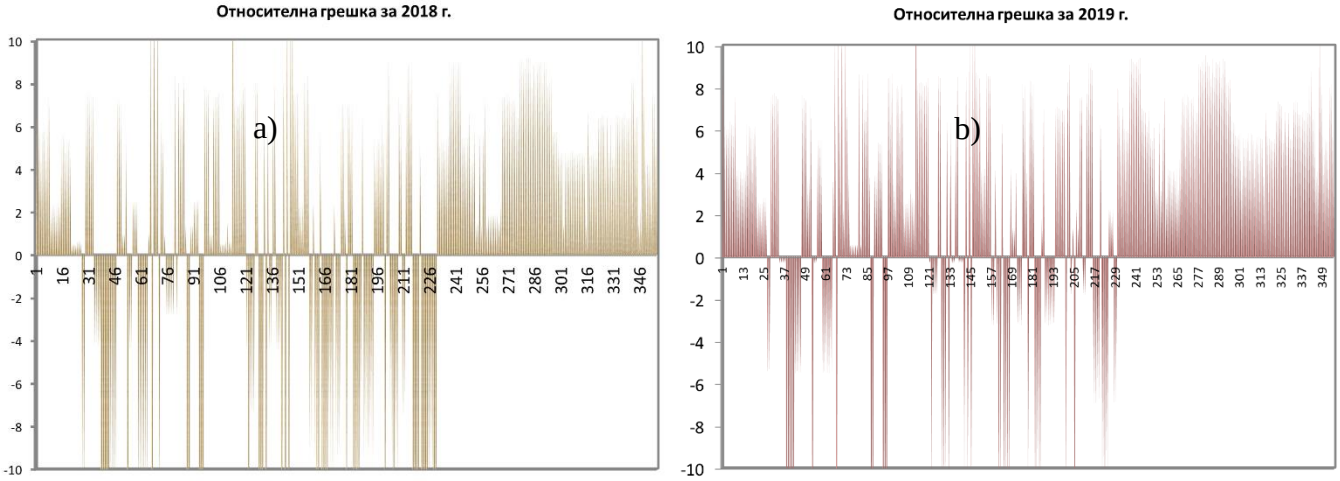
Фигура 5.2. Средното енергоотделяне в БОК представено за двете кампании 14/15г и 18/19г



Фигура 5.3. Остатъчно енергоотделяне по отсеци: (a Остатъчно енергоотделяне в отсек B01 (б Средното енергоотделяне в отсек B01, (c Пълното остатъчно енергоотделяне в отсек B02 (d Средното енергоотделяне в отсек B02, (e Пълното остатъчно енергоотделяне в отсек B03 (f Средното енергоотделяне в отсек B03



Фигура 5.4. Относителна грешка в началото и край на двата периода на БОК (a 2014 г., (b 2015 г



Фигура 5.5. Относителна грешка в началото и край на двата периода на БОК., (a 2018 г., (b 2019 г.

6. Заключение

Регулаторният стандарт на US NRC 3.54 е предназначен основно за пресмятане на остатъчното енергоотделяне от отработено гориво поставено за дълго съхранение в ХОГ. Направените изчисления показват, че стандартът е приложим и за кратковременно съхраняване на отработено гориво в БОК, при условие, че броят на касетите поставени в басейна след презареждане на реактора е много по-малък от броя на намиращите се касети с престояване повече от една година. Този стандарт позволява да се оцени бързо състоянието на остатъчното енергоотделяне в басейните за отлежаване на горивото, като

грешката е относително невисока въпреки възможните големи отклонения на касети които са били много натоварени по време на кампанията им.

За по-достоверен анализ на остатъчното енегоотделяне би следвало да се комбинират пресмятанията с ANS-5.1 или ISO 10645:1992 с тези на регулаторният стандарт на US NRC 3.54, който би следвало да се използва за времеви интервали > 1 година, където се очаква да дава добри резултати.

Програмата MAXIMAсе оказа надеждно средство за пресмятане. По време на пресмятанията показа устойчива работа разработения от нас скрипт (Приложение П-2).

Литература

[1] M. Ragheb, "Decay heat generation in fission reactors," 2014.

[2] US NRC, *Spent fuel heat generation in an independent spent fuel storage installation,* 2018.

[3] J. Moses, "Macsyma: A personal history," *Journal of Symbolic Computation,* vol. 47, pp. 123-130, 2012.

[4] ISO-10645:1992, "Nuclear energy — Light water reactors — Calculation of the decay heat power in nuclear fuels," 1992.

[5] ANS-5.1, "Decay Heat Power In Light Water Reactors," ANS, La Grange Park, Illnois 60526, 2014.

[6] ". Козлодуй"ЕАД, *Инструкция по експлоатация на система за разхлаждане на БОК,* vol. 07, 2017.

[7] Г. И. Кутюрин, *Комплекный анализ безопасности басейна выдережки 5,6 бл. АЭС "Козлодуй" со стелажами уплотненного хранения топлива II60.87.03.000 ДЗ-Б,* 1992.

[8] П. Петков, Лекции по Експлоатационна реакторна физика и ядрена безопасност, част II, Софийски университет "Св. Климент Орхридски", 2009.

[9] P. V. Petkov and D. Hristov, "VVER-1000/V320 decay heat analysis involving TVS-M and TVSA fuel assemblies," *Nuclear Engineering and Design,* p. 3227–3239, 2008.

[10] Г. Глухов, Ядрени енергийни реактори, София, 1979.

[11] U.S Nuclear regulatory commission, "Spent fuel heat generation in an independent spent fuel starge instalatin. Draft ragulatory guide DG-3050".

[12] АЕЦ "Козлодуй", "Работна програма за зареждане на активната зона на 6 блок за двадесет и четвърта кампания при ПГР-2018 г.," АЕЦ "Козлодуй", Козлодуй, 2018.

[13] АЕЦ "Козлодуй", "Работна програма за зареждане на активната зона на 6 блок за двадесета кампания при ПГР-2014 г.," АЕЦ "Козлодуй", Козлодуй, 2014.

Приложение 1

Таблица П-1.1. Коефициенти за топлинно делене на U-235, Pu-239 и Pu-241 и за делене на U-238 с бързи неутрони, 9 групи коефициенти по ANS 5.1- 2014,

Term	U-235 (thermal[b])		Pu-239 (thermal)		U-238 (fast)		Pu-241 (thermal)	
Index j	α_{1j}	λ_{1j}	α_{2j}	λ_{2j}	α_{3j}	λ_{3j}	α_{4j}	λ_{4j}
1	1.8523E-07[c]	6.6332E-07	1.6736E-07	6.4594E-07	1.6020E-07	6.3343E-07	2.3018E-08	1.1312E-06
2	2.6592E-08	1.2281E-07	2.1160E-08	1.2822E-07	2.3089E-08	1.2879E-07	1.5817E-07	6.2987E-07
3	2.2356E-09	2.7163E-08	2.9388E-09	2.5166E-08	2.5481E-09	2.5604E-08	1.8074E-08	1.3149E-07
4	8.9582E-12	3.2955E-09	1.3659E-10	1.3176E-08	3.5071E-11	9.1544E-09	3.6922E-09	2.4237E-08
5	8.5968E-11	7.4225E-10	5.7450E-11	7.3568E-10	6.3399E-11	7.3940E-10	5.3843E-11	9.6433E-09
6	2.1072E-14	2.4681E-10	3.8422E-14	2.4663E-10	4.1599E-14	2.4731E-10	5.3003E-11	7.3467E-10
7	7.1219E-16	1.5596E-13	1.8030E-16	3.3490E-13	5.3295E-16	1.9594E-13	4.8358E-14	2.4827E-10
8	8.1126E-17	2.2573E-14	1.8342E-15	1.8761E-13	1.6695E-18	6.4303E-14	9.8516E-16	1.6873E-13
9	9.4678E-17	2.0503E-14	1.9884E-16	3.1544E-14	4.1058E-16	6.4229E-14	1.3076E-16	8.3639E-15

Таблица П-1.2. Коефициенти за топлинно делене на U-235, Pu-239 и Pu-241 и за делене на U-238 с бързи неутрони, 23 групи коефициенти

Term	U-235 (thermal [b])		Pu-239 (thermal)		U-238 (fast)		Pu-241 (thermal)	
index *j*	α_{1j}	λ_{1j}	α_{2j}	λ_{2j}	α_{3j}	λ_{3j}	α_{4j}	λ_{4j}
1	[c] 5.2800E-04	2.7216E+00	1.6540E-01	8.9246E+00	3.9368E-01	4.3427E+00	3.0934E-01	2.9049E+00
2	6.8588E-01	1.0256E+00	3.6928E-01	6.9005E-01	7.4588E-01	1.7114E+00	5.4434E-01	6.4911E-01
3	4.0752E-01	3.1419E-01	2.4006E-01	2.3618E-01	1.2169E+00	6.0572E-01	4.0782E-01	2.5569E-01
4	2.1937E-01	1.1788E-01	1.0269E-01	1.0118E-01	5.2820E-01	1.9429E-01	1.5828E-01	8.7123E-02
5	5.7701E-02	3.4365E-02	3.4916E-02	3.7193E-02	1.4805E-01	6.9788E-02	4.1577E-02	2.5068E-02
6	2.2530E-02	1.1762E-02	2.2961E-02	1.4319E-02	4.5980E-02	1.8809E-02	1.4818E-02	1.3323E-02
7	3.3392E-03	3.6065E-03	3.9070E-03	4.5094E-03	1.0406E-02	6.1265E-03	5.8176E-03	6.3772E-03
8	9.3667E-04	1.3963E-03	1.3080E-03	1.3211E-03	1.6991E-03	1.3799E-03	1.9482E-03	2.0221E-03
9	8.0899E-04	6.2608E-04	7.0265E-04	5.3481E-04	6.9102E-04	5.2799E-04	9.5196E-04	6.2933E-04
10	1.9572E-04	1.8924E-04	1.4297E-04	1.7297E-04	1.4736E-04	1.6145E-04	1.8208E-04	1.7462E-04
11	3.2609E-05	5.5074E-05	1.7642E-05	4.8918E-05	2.4049E-05	4.8419E-05	1.5310E-05	4.0172E-05
12	7.5827E-06	2.0971E-05	7.3646E-06	2.0155E-05	6.9288E-06	1.5644E-05	4.5039E-06	1.5289E-05
13	2.5189E-06	9.9940E-06	1.7720E-06	8.3687E-06	6.4927E-07	5.3610E-06	9.8277E-07	7.6113E-06
14	4.9836E-07	2.5401E-06	5.4945E-07	2.3620E-06	4.3556E-07	2.1689E-06	5.1832E-07	2.5083E-06
15	1.8523E-07	6.6332E-07	1.6736E-07	6.4594E-07	1.6020E-07	6.3343E-07	2.3018E-08	1.1312E-06
16	2.6592E-08	1.2281E-07	2.1160E-08	1.2822E-07	2.3089E-08	1.2879E-07	1.5817E-07	6.2987E-07
17	2.2356E-09	2.7163E-08	2.9388E-09	2.5166E-08	2.5481E-09	2.5604E-08	1.8074E-08	1.3149E-07
18	8.9582E-12	3.2955E-09	1.3659E-10	1.3176E-08	3.5071E-11	9.1544E-09	3.6922E-09	2.4237E-08
19	8.5968E-11	7.4225E-10	5.7450E-11	7.3568E-10	6.3399E-11	7.3940E-10	5.3843E-11	9.6433E-09
20	2.1072E-14	2.4681E-10	3.8422E-14	2.4663E-10	4.1599E-14	2.4731E-10	5.3003E-11	7.3467E-10
21	7.1219E-16	1.5596E-13	1.8030E-16	3.3490E-13	5.3295E-16	1.9594E-13	4.8358E-14	2.4827E-10
22	8.1126E-17	2.2573E-14	1.8342E-15	1.8761E-13	1.6695E-18	6.4303E-14	9.8516E-16	1.6873E-13
23	9.4678E-17	2.0503E-14	1.9884E-16	3.1544E-14	4.1058E-16	6.4229E-14	1.3076E-16	8.3639E-15

Таблица П-1.3. Стойности на енергията от делене Q

Actinide	Energy of fission	Energy per fission[a] (MeV)
U-235	Thermal	2.020E+02
Pu-239	Thermal	2.112E+02
U-238	Fast	2.055E+02
Pu-241	Thermal	2.137E+02

Таблица П-1.4. Стойности на S_{ik}/S за делене на U-235, Pu-239, U-238 и Pu-241

Burnup	2 wt% U-235				3 wt% U-235			
(MWd/kgU)	U-235	Pu-239	U-238	Pu-241	U-235	Pu-239	U-238	Pu-241
0	9.31E-01	0.00E+00	6.90E-02	0.00E+00	9.39E-01	0.00E+00	6.10E-02	0.00E+00
5	6.52E-01	2.64E-01	7.40E-02	1.00E-02	7.55E-01	1.76E-01	6.50E-02	4.00E-03
10	4.98E-01	3.84E-01	7.90E-02	3.90E-02	6.32E-01	2.78E-01	7.00E-02	2.00E-02
15	3.86E-01	4.56E-01	8.40E-02	7.40E-02	5.35E-01	3.48E-01	7.40E-02	4.30E-02
20	2.98E-01	5.05E-01	8.90E-02	1.08E-01	4.53E-01	4.01E-01	7.80E-02	6.80E-02
25	2.29E-01	5.40E-01	9.30E-02	1.38E-01	3.81E-01	4.43E-01	8.20E-02	9.40E-02
30	1.74E-01	5.67E-01	9.60E-02	1.63E-01	3.16E-01	4.79E-01	8.60E-02	1.19E-01
35	1.31E-01	5.86E-01	9.90E-02	1.84E-01	2.60E-01	5.08E-01	9.00E-02	1.42E-01
40	9.70E-02	6.01E-01	1.02E-01	2.00E-01	2.11E-01	5.34E-01	9.30E-02	1.62E-01
45	7.20E-02	6.12E-01	1.03E-01	2.13E-01	1.69E-01	5.55E-01	9.60E-02	1.80E-01
50	5.30E-02	6.20E-01	1.05E-01	2.22E-01	1.32E-01	5.73E-01	9.90E-02	1.96E-01
55	3.90E-02	6.26E-01	1.06E-01	2.29E-01	1.03E-01	5.88E-01	1.01E-01	2.08E-01
60	2.80E-02	6.30E-01	1.07E-01	2.35E-01	7.90E-02	6.00E-01	1.03E-01	2.18E-01
65	2.00E-02	6.33E-01	1.08E-01	2.39E-01	6.10E-02	6.09E-01	1.04E-01	2.26E-01
Burnup	**4 wt% U-235**				**5 wt% U-235**			
(MWd/kgU)	**U-235**	**Pu-239**	**U-238**	**Pu-241**	**U-235**	**Pu-239**	**U-235**	**Pu-241**
0	9.43E-01	0.00E+00	5.70E-02	0.00E+00	9.46E-01	0.00E+00	5.40E-02	0.00E+00
5	8.08E-01	1.29E-01	6.10E-02	2.00E-03	8.42E-01	1.00E-01	5.70E-02	1.00E-03
10	7.11E-01	2.13E-01	6.40E-02	1.20E-02	7.62E-01	1.70E-01	6.00E-02	8.00E-03
15	6.30E-01	2.75E-01	6.80E-02	2.70E-02	6.94E-01	2.25E-01	6.30E-02	1.80E-02
20	5.60E-01	3.24E-01	7.10E-02	4.50E-02	6.34E-01	2.69E-01	6.60E-02	3.10E-02
25	4.96E-01	3.65E-01	7.40E-02	6.50E-02	5.78E-01	3.07E-01	6.90E-02	4.60E-02
30	4.36E-01	4.01E-01	7.80E-02	8.50E-02	5.24E-01	3.41E-01	7.20E-02	6.30E-02
35	3.80E-01	4.33E-01	8.10E-02	1.06E-01	4.76E-01	3.71E-01	7.40E-02	7.90E-02
40	3.29E-01	4.62E-01	8.40E-02	1.25E-01	4.28E-01	3.99E-01	7.70E-02	9.60E-02
45	2.80E-01	4.88E-01	8.80E-02	1.44E-01	3.82E-01	4.25E-01	8.00E-02	1.13E-01
50	2.35E-01	5.12E-01	9.10E-02	1.62E-01	3.37E-01	4.50E-01	8.30E-02	1.30E-01
55	1.95E-01	5.33E-01	9.40E-02	1.78E-01	2.93E-01	4.74E-01	8.60E-02	1.47E-01
60	1.60E-01	5.52E-01	9.60E-02	1.92E-01	2.53E-01	4.96E-01	8.90E-02	1.62E-01
65	1.28E-01	5.69E-01	9.90E-02	2.04E-01	2.14E-01	5.17E-01	9.20E-02	1.77E-01

Таблица П-1.5. Коригиращи коефициенти за продуктите от делене от неутронно залавяне (без Cs-133), продуктите на активация и коефициента на безопасност

t (s)	t (years)[a]	H(t)	A(t)	$F_s(t)$
3.0×10^7	9.51E-01	1.20E-02	2.80E-02	1.02E+00
4.0×10^7	1.27E+00	1.40E-02	3.20E-02	1.02E+00
6.0×10^7	1.90E+00	1.90E-02	4.20E-02	1.02E+00
8.0×10^7	2.54E+00	2.30E-02	5.20E-02	1.02E+00
1.0×10^8	3.17E+00	2.90E-02	6.30E-02	1.02E+00
1.5×10^8	4.75E+00	3.60E-02	7.90E-02	1.02E+00
2.0×10^8	6.34E+00	3.80E-02	8.10E-02	1.02E+00
3.0×10^8	9.51E+00	3.70E-02	6.40E-02	1.02E+00
4.0×10^8	1.27E+01	3.30E-02	5.00E-02	1.02E+00
6.0×10^8	1.90E+01	2.40E-02	2.30E-02	1.02E+00
8.0×10^8	2.54E+01	1.70E-02	1.40E-02	1.02E+00
1.0×10^9	3.17E+01	1.10E-02	7.00E-03	1.02E+00
2.0×10^9	6.34E+01	2.00E-03	1.00E-03	1.03E+00
3.0×10^9	9.51E+01	0.00E+00	1.00E-03	1.05E+00
4.0×10^9	1.27E+02	0.00E+00	1.00E-03	1.06E+00

[a] 1 year = 3.1536×10^7 s

Таблица П-1.6 Параметри и коефициенти за изчисляване на остатъчното топлоотделяне от актинидите

Index n		**1**	**2**	**3**	**4**	**5**	**6**	**7**
Nuclide		**Am-241**	**Pu-241**	**Pu-240**	**Pu-239**	**Pu-238**	**Cm-244**	**Cm-242**
Decay constant λ_n (1/s)		**5.078E-11**	**1.531E-09**	**3.347E-12**	**9.111E-13**	**2.504E-10**	**1.213E-09**	**4.923E-08**
Enrichment	**Burnup (MWd/kgU)**	**Actinide coefficients β_n (W/kgU)**						
2 wt%	10	7.068E-04	1.166E-03	5.992E-03	7.102E-03	6.954E-03	8.070E-04	1.182E-01
	20	3.811E-03	2.982E-03	1.272E-02	9.070E-03	4.025E-02	2.275E-02	1.196E+00
	30	6.943E-03	4.273E-03	1.758E-02	9.722E-03	1.013E-01	1.295E-01	2.751E+00
	40	9.432E-03	5.053E-03	2.082E-02	1.002E-02	1.753E-01	3.821E-01	4.167E+00
	50	1.104E-02	5.529E-03	2.296E-02	1.021E-02	2.491E-01	8.029E-01	5.123E+00
	65	1.210E-02	5.832E-03	2.446E-02	1.037E-02	3.137E-01	1.374E+00	5.705E+00
3 wt%	10	4.968E-04	8.284E-04	4.395E-03	6.911E-03	5.455E-03	2.734E-04	6.253E-02
	20	3.321E-03	2.525E-03	1.034E-02	9.467E-03	3.299E-02	9.358E-03	7.886E-01
	30	6.968E-03	3.990E-03	1.543E-02	1.040E-02	9.066E-02	6.223E-02	2.159E+00
	40	1.022E-02	4.971E-03	1.932E-02	1.071E-02	1.720E-01	2.109E-01	3.728E+00
	50	1.202E-02	5.600E-03	2.202E-02	1.078E-02	2.654E-01	5.003E-01	4.945E+00
	65	1.345E-02	5.949E-03	2.395E-02	1.082E-02	3.538E-01	9.393E-01	5.814E+00
4 wt%	10	3.717E-04	6.235E-04	3.434E-03	6.708E-03	4.580E-03	1.204E-04	3.791E-02
	20	2.868E-03	2.147E-03	8.586E-03	9.721E-03	2.778E-02	4.563E-03	5.457E-01
	30	6.749E-03	3.673E-03	1.346E-02	1.103E-02	7.936E-02	3.300E-02	1.673E+00
	40	1.079E-02	4.816E-03	1.765E-02	1.151E-02	1.592E-01	1.212E-01	3.194E+00
	50	1.344E-02	5.626E-03	2.083E-02	1.159E-02	2.607E-01	3.108E-01	4.618E+00
	65	1.513E-02	6.102E-03	2.322E-02	1.151E-02	3.686E-01	6.301E-01	5.774E+00
5 wt%	10	2.902E-04	4.887E-04	2.802E-03	6.512E-03	4.010E-03	6.217E-05	2.509E-02
	20	2.477E-03	1.838E-03	7.301E-03	9.850E-03	2.410E-02	2.514E-03	3.951E-01
	30	6.348E-03	3.342E-03	1.185E-02	1.153E-02	6.989E-02	1.915E-02	1.308E+00
	40	1.094E-02	4.593E-03	1.604E-02	1.226E-02	1.444E-01	7.383E-02	2.679E+00
	50	1.452E-02	5.567E-03	1.949E-02	1.246E-02	2.459E-01	1.988E-01	4.150E+00
	65	1.710E-02	6.195E-03	2.227E-02	1.238E-02	3.633E-01	4.236E-01	5.522E+00

Приложение 2

```
kill(all)$ /* kills all data in the active sheet */
        /*constants definition*/
        yeld:0.0683$ /*yeld */
        lambda4:1.07E-8$ /*decay time constant of Cs-134*/
        sigma3: 11.3E-24$ /*spectrum average cross section Cs-133*1/cm2 */
        sigma4: 10.9E-24$  /*spectrum average cross section Cs-134*1/cm2*/
        ren:1.720$              /*recoverable energy per decay for Cs-134, Mev*/
        e1:5.629$ /*thermal energy, released per decay for Am-241, Mev*/
        e2:5.361E-3$ /*thermal energy, released per decay for Pu-241, Mev*/
        coeff:0.85$ /*empirical coefficient for mass */
        /*creation of an empty matrix*for actinides beta coefficients*/
        betam:matrix([0,0,0,0,0,0,0])$
        ddata:matrix([0,0,0,0,0])$
        fissfiss:matrix([0,0,0,0])$
        thermfiss:matrix([0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0,0])$
        adv:matrix(["ANS2005","ANS2014"])$
        verparam:"ver"$ /* Activated for verification purposes*/
        /*names of files*/
        /*inpfile:"SFP_unit6_1415years_basic"$  */  /*enter input file name*/
        inpfile: "test_1"$
        /*inpfile:"SFP_unit6_1819years_basic"$ */
        calcpath:"d:\\Maxima\\"$              /*enter your working directory*/
        inpext:".csv"$
        outext:".txt"$
        inpname: concat(calcpath,inpfile,inpext)$
        outname:concat(calcpath, inpfile,outext)$
        itime:60$ /*points in time interval*/
        ds:3600.0*24.0$ /*conversion coefficient for a day*/
        regime:"ANS2014"$
         /*fission constant alpha*/
        /*simplified */
        thermal_fission_alpha: matrix( [1.8523E-07,    1.6736E-07,    1.6020E-07,    2.3018E-08],
                                       [2.6592E-08,    2.1160E-08,    2.3089E-08,    1.5817E-07],
                                       [2.2356E-09,    2.9388E-09,    2.5481E-09,    1.8074E-08],
                                       [8.9592E-12,    1.3659E-10,    3.5071E-11,    3.6922E-09],
                                       [8.5968E-11,    5.7450E-11,    6.3399E-11,    5.3843E-11],
                                       [2.1072E-14,    3.8422E-14,    4.1599E-14,    5.3003E-11],
                                       [7.1219E-16,    1.8030E-16,    5.3295E-16,    4.8358E-14],
                                       [8.1126E-17,    1.8342E-15,    1.6695E-18,    9.8516E-16],
                                       [9.4678E-17,    1.9884E-16,    4.1058E-16,    1.3076E-16])$
        /*advanced fission constant*/
        thermal_fission_alpha5: matrix( [5.28000E-04,    1.65400E-01, 3.93680E-01, 3.09340E-01],
                                        [6.85880E-01, 3.69280E-01, 7.45880E-01, 5.44340E-01],
```

```
                                    [4.07520E-01, 2.40060E-01, 1.21690E+00, 4.07820E-01],
                                    [2.19370E-01, 1.02690E-01, 5.28200E-01, 1.58280E-01],
                                    [5.77010E-02, 3.49160E-02, 1.48050E-01, 4.15770E-02],
                                    [2.25300E-02, 2.29610E-02, 4.59800E-02, 1.48180E-02],
                                    [3.33920E-03, 3.90700E-03, 1.04060E-02, 5.81760E-03],
                                    [9.36670E-04, 1.30800E-03, 1.69910E-03, 1.94820E-03],
                                    [8.08990E-04, 7.02650E-04, 6.91020E-04, 9.51960E-04],
                                    [1.95720E-04, 1.42970E-04, 1.47360E-04, 1.82080E-04],
                                    [3.26090E-05, 1.76420E-05, 2.40490E-05, 1.53100E-05],
                                    [7.58270E-06, 7.36460E-06, 6.92880E-06, 4.50390E-06],
                                    [2.51890E-06, 1.77200E-06, 6.49270E-07, 9.82770E-07],
                                    [4.98360E-07, 5.49450E-07, 4.35560E-07, 5.18320E-07],
                                    [1.85230E-07, 1.67360E-07, 1.60200E-07, 2.30180E-08],
                                    [2.65920E-08, 2.11600E-08, 2.30890E-08, 1.58170E-07],
                                    [2.23560E-09, 2.93880E-09, 2.54810E-09, 1.80740E-08],
                                    [8.95820E-12, 1.36590E-10, 3.50710E-11, 3.69220E-09],
                                    [8.59680E-11, 5.74500E-11, 6.33990E-11, 5.38430E-11],
                                    [2.10720E-14, 3.84220E-14, 4.15990E-14, 5.30030E-11],
                                    [7.12190E-16, 1.80300E-16, 5.32950E-16, 4.83580E-14],
                                    [8.11260E-17, 1.83420E-15, 1.66950E-18, 9.85160E-16],
                                    [9.46780E-17, 1.98840E-16, 4.10580E-16, 1.30760E-16])$

/*fission constant lambda*/
/*simplified */
 thermal_fission_lambda: matrix([6.6332E-07,  6.4591E-07,  6.3343E-07,  1.1312E-06],
                                [1.2281E-07,  1.2822E-07,  1.2879E-07,  6.2987E-07],
                                [2.7163E-08,  2.5166E-08,  2.5604E-08,  1.3149E-07],
                                [3.2955E-09,  1.3176E-08,  9.1544E-09,  2.4237E-08],
                                [7.4225E-10,  7.3568E-10,  7.3940E-10,  9.6433E-09],
                                [2.4681E-10,  2.4663E-10,  2.4731E-10,  7.3467E-10],
                                [1.5596E-13,  3.3490E-13,  1.9594E-13,  2.4827E-10],
                                [2.2573E-14,  1.8761E-13,  6.4303E-14,  1.6873E-13],
                                [2.0503E-14,  3.1544E-14,  6.4229E-14,  8.3639E-15])$
/*advanced fission constant*/
thermal_fission_lambda5: matrix( [2.72160E+00,    8.92460E+00, 4.34270E+00, 2.90490E+00],
                                  [1.02560E+00, 6.90050E-01, 1.71140E+00, 6.49110E-01],
                                  [3.14190E-01, 2.36180E-01, 6.05720E-01, 2.55690E-01],
                                  [1.17880E-01, 1.01180E-01, 1.94290E-01, 8.71230E-02],
                                  [3.43650E-02, 3.71930E-02, 6.97880E-02, 2.50680E-02],
                                  [1.17620E-02, 1.43190E-02, 1.88090E-02, 1.33230E-02],
                                  [3.60650E-03, 4.50940E-03, 6.12650E-03, 6.37720E-03],
                                  [1.39630E-03, 1.32110E-03, 1.37990E-03, 2.02210E-03],
                                  [6.26080E-04, 5.34810E-04, 5.27990E-04, 6.29330E-04],
                                  [1.89240E-04, 1.72970E-04, 1.61450E-04, 1.74620E-04],
                                  [5.50740E-05, 4.89180E-05, 4.84190E-05, 4.01720E-05],
```

[2.09710E-05, 2.01550E-05, 1.56440E-05, 1.52890E-05],
[9.99400E-06, 8.36870E-06, 5.36100E-06, 7.61130E-06],
[2.54010E-06, 2.36200E-06, 2.16890E-06, 2.50830E-06],
[6.63320E-07, 6.45940E-07, 6.33430E-07, 1.13120E-06],
[1.22810E-07, 1.28220E-07, 1.28790E-07, 6.29870E-07],
[2.71630E-08, 2.51660E-08, 2.56040E-08, 1.31490E-07],
[3.29550E-09, 1.31760E-08, 9.15440E-09, 2.42370E-08],
[7.42250E-10, 7.35680E-10, 7.39400E-10, 9.64330E-09],
[2.46810E-10, 2.46630E-10, 2.47310E-10, 7.34670E-10],
[1.55960E-13, 3.34900E-13, 1.95940E-13, 2.48270E-10],
[2.25730E-14, 1.87610E-13, 6.43030E-14, 1.68730E-13],
[2.05030E-14, 3.15440E-14, 6.42290E-14, 8.36390E-15])$

if regime = adv[1,1] then (thfalpha:thermal_fission_alpha5,
thflambda:thermal_fission_lambda5) else if regime = adv[1,2] then
(thfalpha:thermal_fission_alpha,
thflambda:thermal_fission_lambda) else
quit() $

u235:matrix([9.31E-01, 9.39E-01, 9.43E-01, 9.46E-01],
[6.52E-01, 7.55E-01, 8.08E-01, 8.42E-01],
[4.98E-01, 6.32E-01, 7.11E-01, 7.62E-01],
[3.86E-01, 5.35E-01, 6.30E-01, 6.94E-01],
[2.98E-01, 4.53E-01, 5.60E-01, 6.34E-01],
[2.29E-01, 3.81E-01, 4.96E-01, 5.78E-01],
[1.74E-01, 3.16E-01, 4.36E-01, 5.24E-01],
[1.31E-01, 2.60E-01, 3.80E-01, 4.76E-01],
[9.70E-02, 2.11E-01, 3.29E-01, 4.28E-01],
[7.20E-02, 1.69E-01, 2.80E-01, 3.82E-01],
[5.30E-02, 1.32E-01, 2.35E-01, 3.37E-01],
[3.90E-02, 1.03E-01, 1.95E-01, 2.93E-01],
[2.80E-02, 7.90E-02, 1.60E-01, 2.53E-01],
[2.00E-02, 6.10E-02, 1.28E-01, 2.14E-01]) $

pu239:matrix([0.00E+00, 0.00E+00, 0.00E+00, 0.00E+00],
[2.64E-01, 1.76E-01, 1.29E-01, 1.00E-01],
[3.84E-01, 2.78E-01, 2.13E-01, 1.70E-01],
[4.56E-01, 3.48E-01, 2.75E-01, 2.25E-01],
[5.05E-01, 4.01E-01, 3.24E-01, 2.69E-01],
[5.40E-01, 4.43E-01, 3.65E-01, 3.07E-01],
[5.67E-01, 4.79E-01, 4.01E-01, 3.41E-01],
[5.86E-01, 5.08E-01, 4.33E-01, 3.71E-01],
[6.01E-01, 5.34E-01, 4.62E-01, 3.99E-01],
[6.12E-01, 5.55E-01, 4.88E-01, 4.25E-01],
[6.20E-01, 5.73E-01, 5.12E-01, 4.50E-01],
[6.26E-01, 5.88E-01, 5.33E-01, 4.74E-01],
[6.30E-01, 6.00E-01, 5.52E-01, 4.96E-01],
[6.33E-01, 6.09E-01, 5.69E-01, 5.17E-01])$

```
u238:matrix([6.90E-02,  6.10E-02,  5.70E-02,  5.40E-02],
            [7.40E-02,  6.50E-02,  6.10E-02,  5.70E-02],
            [7.90E-02,  7.00E-02,  6.40E-02,  6.00E-02],
            [8.40E-02,  7.40E-02,  6.80E-02,  6.30E-02],
            [8.90E-02,  7.80E-02,  7.10E-02,  6.60E-02],
            [9.30E-02,  8.20E-02,  7.40E-02,  6.90E-02],
            [9.60E-02,  8.60E-02,  7.80E-02,  7.20E-02],
            [9.90E-02,  9.00E-02,  8.10E-02,  7.40E-02],
            [1.02E-01,  9.30E-02,  8.40E-02,  7.70E-02],
            [1.03E-01,  9.60E-02,  8.80E-02,  8.00E-02],
            [1.05E-01,  9.90E-02,  9.10E-02,  8.30E-02],
            [1.06E-01,  1.01E-01,  9.40E-02,  8.60E-02],
            [1.07E-01,  1.03E-01,  9.60E-02,  8.90E-02],
            [1.08E-01,  1.04E-01,  9.90E-02,  9.20E-02])$
pu241:matrix([0.00E+00,  0.00E+00,  0.00E+00,  0.00E+00],
             [1.00E-02,  4.00E-03,  2.00E-03,  1.00E-03],
             [3.90E-02,  2.00E-02,  1.20E-02,  8.00E-03],
             [7.40E-02,  4.30E-02,  2.70E-02,  1.80E-02],
             [1.08E-01,  6.80E-02,  4.50E-02,  3.10E-02],
             [1.38E-01,  9.40E-02,  6.50E-02,  4.60E-02],
             [1.63E-01,  1.19E-01,  8.50E-02,  6.30E-02],
             [1.84E-01,  1.42E-01,  1.06E-01,  7.90E-02],
             [2.00E-01,  1.62E-01,  1.25E-01,  9.60E-02],
             [2.13E-01,  1.80E-01,  1.44E-01,  1.13E-01],
             [2.22E-01,  1.96E-01,  1.62E-01,  1.30E-01],
             [2.29E-01,  2.08E-01,  1.78E-01,  1.47E-01],
             [2.35E-01,  2.18E-01,  1.92E-01,  1.62E-01],
             [2.39E-01,  2.26E-01,  2.04E-01,  1.77E-01])$
datamat:matrix([u235,pu239,u238,pu241 ])$
/*burnum for fuel allowed in calulcations MW.d/kg*/
burnup:matrix([0.,  5. ,  10.,  15.,  20.,  25.,  30.,  35.,  40.,  45.,  50.,  55.,  60.,  65.])$
bu:matrix([0, 10,  20,  30,  40,  50,  65])$
/*enrichment of fuel allowed for calculations, %*/
enrichment:matrix([2.0, 3.0, 4.0, 5.0])$
/*Recommended fission Energy Values  Q*/
Qvalues:matrix([202.0, 211.2, 205.5, 213.7])$
/*Deacy constants for actinides*/
decconst:matrix([5.078E-11,1.5311E-9, 3.347E-12, 9.111E-13, 2.504E-10, 1.213E-9, 4.923E-8])$
                    /*Am-241, Pi-241, Pu-240, Pu-239, Pu-238, Cm-244, Cm-242*/
/*correction factor for fission product neutron capture*/
hfactor:matrix(
[0.0,    347.2,  463.0,  694.4,  925.9,  1157.4,  1736.1,  2314.8,  3472.2,  4629.6,  6944.4,  9259.3,  11574.1, 23148.1, 34722.2, 46296.3],
[0.001,  0.012,  0.014,  0.019,  0.023,  0.029,   0.036,   0.038,   0.037,   0.033,   0.024,   0.017,   0.011,   0.002,   0,       0])$
/*activation products correction factor*/
afactor:matrix(
```

[0.0, 347.2, 463.0, 694.4, 925.9, 1157.4, 1736.1, 2314.8, 3472.2, 4629.6, 6944.4, 9259.3, 11574.1, 23148.1, 34722.2, 46296.3],
[0.0 , 0.028, 0.032, 0.042, 0.052, 0.063, 0.079, 0.081, 0.064, 0.05, 0.023, 0.014, 0.007, 0.001, 0.001, 0.001])$

/*Safety factor*/

fsfactor:matrix(

[0.0, 347.2, 463.0, 694.4, 925.9, 1157.4, 1736.1, 2314.8, 3472.2, 4629.6, 6944.4, 9259.3, 11574.1, 23148.1, 34722.2, 46296.3],
[1.02, 1.02, 1.02, 1.02, 1.02, 1.02, 1.02, 1.02, 1.02, 1.02, 1.02, 1.02, 1.022, 1.034, 1.045, 1.057])$

actAm241:matrix([0, 0, 0, 0],
[7.068E-04, 4.968E-04, 3.717E-04, 2.902E-04],
[3.811E-03, 3.321E-03, 2.868E-03, 2.477E-03],
[6.943E-03, 6.968E-03, 6.749E-03, 6.348E-03],
[9.432E-03, 1.022E-02, 1.079E-02, 1.094E-02],
[1.104E-02, 1.202E-02, 1.344E-02, 1.452E-02],
[1.210E-02, 1.345E-02, 1.513E-02, 1.710E-02])$

actPu241:matrix([0, 0, 0, 0],
[1.166E-03, 8.284E-04, 6.235E-04, 4.887E-04],
[2.982E-03, 2.525E-03, 2.147E-03, 1.838E-03],
[4.273E-03, 3.990E-03, 3.673E-03, 3.342E-03],
[5.053E-03, 4.971E-03, 4.816E-03, 4.593E-03],
[5.529E-03, 5.600E-03, 5.626E-03, 5.567E-03],
[5.832E-03, 5.949E-03, 6.102E-03, 6.195E-03])$

actPu240:matrix ([0, 0, 0, 0],
[5.992E-03 , 4.395E-03, 3.434E-03, 2.802E-03],
[1.272E-02, 1.034E-02, 8.586E-03, 7.301E-03],
[1.758E-02, 1.543E-02, 1.346E-02, 1.185E-02],
[2.082E-02, 1.932E-02, 1.765E-02, 1.604E-02],
[2.296E-02, 2.202E-02, 2.083E-02, 1.949E-02],
[2.446E-02, 2.395E-02, 2.322E-02, 2.227E-02])$

actPu239:matrix([0, 0, 0, 0],
[7.102E-03, 6.91E-03, 6.71E-03, 6.51E-03],
[9.070E-03, 9.47E-03, 9.72E-03, 9.85E-03],
[9.722E-03, 1.04E-02, 1.10E-02, 1.15E-02],
[1.002E-02, 1.07E-02, 1.15E-02, 1.23E-02],
[1.021E-02, 1.08E-02, 1.16E-02, 1.25E-02],
[1.037E-02, 1.08E-02, 1.15E-02, 1.24E-02])$

actPu238:matrix([0, 0, 0, 0],
[6.954E-03, 5.455E-03, 4.580E-03, 4.010E-03],
[4.025E-02, 3.299E-02, 2.778E-02, 2.410E-02],
[1.013E-01, 9.066E-02, 7.936E-02, 6.989E-02],
[1.753E-01, 1.720E-01, 1.592E-01, 1.444E-01],
[2.491E-01, 2.654E-01, 2.607E-01, 2.459E-01],
[3.137E-01, 3.538E-01, 3.686E-01, 3.633E-01])$

actSm244:matrix([0, 0, 0, 0],
[8.070E-04, 2.734E-04, 1.204E-04, 6.217E-05],
[2.275E-02, 9.358E-03, 4.563E-03, 2.514E-03],

```
                    [1.295E-01,  6.223E-02,  3.300E-02,  1.915E-02],
                    [3.821E-01,  2.109E-01,  1.212E-01,  7.383E-02],
                    [8.029E-01,  5.003E-01,  3.108E-01,  1.988E-01],
                    [1.374E+00,  9.393E-01,  6.301E-01,  4.236E-01])$
actSm242:matrix([0,              0,              0,              0           ],
                   [ 1.182E-01,  6.253E-02,  3.791E-02,  2.509E-02],
                    [1.196E+00,  7.886E-01,  5.457E-01,  3.951E-01],
                    [2.751E+00,  2.159E+00,  1.673E+00,  1.308E+00],
                    [4.167E+00,  3.728E+00,  3.194E+00,  2.679E+00],
                    [5.123E+00,  4.945E+00,  4.618E+00,  4.150E+00],
                    [5.705E+00,  5.814E+00,  5.774E+00,  5.522E+00])$
interData(pari,parj,smatA,smatB,smatC):=block([calc, ki,kj,i:0,j:0, smed1, smed2],
   for ki: 1 thru length(transpose(smatA)) step 1 do
                              (if pari>smatA[1,ki] then i:ki, return),
   for kj: 1 thru length(transpose(smatB))  step 1 do
                              (if (parj>smatB[1,kj]) then  j:kj,return),
   smed1:smatC[i,j]+(smatC[i+1,j]-smatC[i,j])*(pari-smatA[1,i])/(smatA[1,i+1]-smatA[1,i]),
   smed2:smatC[i,j+1]+(smatC[i+1,j+1]-smatC[i,j+1])*(pari-smatA[1,i])/(smatA[1,i+1]-smatA[1,i]),
   calc:smed1+(parj-smatB[1,j])*(smed2-smed1) /(smatB[1,j+1]-smatB[1,j]),
return(calc))$
/*function for fission products*/
alphland(alphax,lambdax,timex,timelx,effdaysx):=alphax*(1.0E0-exp(-lambdax*effdaysx))*
                                                                    exp(-lambdax*(timex+timelx))/lambdax$
singleData(pari,smatC):=block([calc, ki,i:0],
   for ki: 1  thru length(transpose(smatC)) step 1 do
                              (if pari>smatC[1,ki] then i:ki, return),
   calc:smatC[2,i]+(smatC[2,i+1]-smatC[2,i])*(pari-smatC[1,i])/(smatC[1,i+1]-smatC[1,i]),
return(calc))$
/* open input file for analysis and read data in matrix format */
s:openr(inpname)$
readline(s)$
main_data:read_matrix(s,'comma)$
close(s)$
/*create outpu array and input time*/
dtime:(main_data[1,9]-main_data[1,8])/float(itime)$
array (outdata, fixnum, length(main_data) ,itime)$
for idat:0 thru itime  step 1 do outdata[0,idat]:float(idat)*dtime$
```