

Másodlagos aktinidák transzmutációjának vizsgálata gázhűtésű gyorsreaktorokat tartalmazó nukleáris üzemanyag-ciklusban

TDK dolgozat

2012

Halász Máté Gergely
Fizikus Msc. I. évfolyam

Témavezető: Szieberth Máté
egyetemi adjunktus
BME Nukleáris Technika Intézet



Kivonat

A gázhűtésű gyorsreaktor (Gas-Cooled Fast Reactor, GFR) egyike a negyedik generációs atomreaktorok perspektivikus típusainak. Kemény neutronspektruma miatt ez a reaktortípus különösen alkalmas az üzemanyag-tenyésztésre – ezáltal a nukleáris üzemanyag magasabb hatásfokú felhasználására -, valamint a másodlagos aktinidák transzmutációjára. A GFR 2400 MW_{th} teljesítményű koncepciója, illetve egy 70 MW_{th} teljesítményű demonstrációs reaktor (ALLEGRO) fejlesztése jelenleg is folyik az EURATOM által finanszírozott GoFastR projekt keretein belül.

Az üzemanyag-tenyésztés és a másodlagos aktinidák transzmutációjának vizsgálatához olyan, részletes számítási modellek szükségesek, amelyek figyelembe veszik a nukleáris üzemanyag-ciklus legfontosabb létesítményeit, ezek működését, valamint a közöttük lévő anyagáramokat. Az üzemanyag-ciklus modellezésének legnagyobb nehézsége, hogy a reaktorokból kikerülő kiégett üzemanyag összetételét csak összetett, időigényes kiégésszámításokkal lehet meghatározni, ezért egyszerűbb modelleket szoktak alkalmazni, jellemzően a kiégés függvényében megadott egycsoportos hatáskeresztmetszetek felhasználásával. Az ilyen modellek alkalmazhatósága azonban az izotóp-összetétel jelentős mértékű megváltozása miatt kérdéses egy üzemanyag-tenyésztést és másodlagos aktinida visszatáplálást is feltételező üzemanyag-ciklusban.

A dolgozat egy Bsc. szakdolgozat („Gázhűtésű gyorsreaktorokat tartalmazó nukleáris üzemanyag-ciklus matematikai modelljének fejlesztése”) keretein belül létrehozott, közelítő kiégésszámítás továbbfejlesztésével, valamint egy realisztikusabb üzemanyag-ciklus modell vizsgálatával foglalkozik.

A közelítő kiégés modell továbbfejlesztéséhez rendelkezésre álltak a GFR2400 reaktorra a SCALE kódrendszerrel végzett, a teljes zóna modelljét figyelembe vevő transzportszámítások eredményei. Az egyes magátalakulásokat leíró egycsoportos hatáskeresztmetszeteket a zónaszámításban szereplő külső és belső régióban kapott reakciósebességek homogenizációjával állítottam elő. A kapott hatáskeresztmetszetekre, a k_{eff} -re, valamint a külső és belső régióban kialakuló neutronfluxus arányára a szakdolgozatomban ismertetett regressziós módszer segítségével az izotóp-összetétel függvényében illesztést végeztem.

A továbbfejlesztett kiégésszámítási módszer segítségével egy realisztikusabb, LWR-eket és GFR-eket, valamint átmeneti tárolókat és reprocesszáló üzemet is tartalmazó üzemanyag-ciklus modellt állítottam fel. Az új modell képes követni a három töltettel üzemelő GFR-ek reaktivitásának változását, melyet figyelembe vesz a betöltések során. A részletes elemzések során különböző számú reaktort, és különböző másodlagos aktinida visszatáplálást feltételező stratégiák mellett vizsgáltam az üzemanyag-hasznosítási hatásfokot és a másodlagos aktinidák transzmutációját.

A kapott eredmények alátámasztják, hogy a gázhűtésű gyorsreaktorok képesek a másodlagos aktinidák transzmutációjára és jelentős mértékben képesek elhasítani az LWR-ekben keletkező másodlagos aktinidákat is. Bebizonyosodott az is, hogy GFR-ek segítségével a természetes urán jobb hatásfokkal hasznosítható, mint egy tisztán LWR-eket tartalmazó nyitott üzemanyag-ciklusban. A jelen munka keretein belül létrehozott kiégés modell a gázhűtésű gyorsreaktorokra fókuszál, de a számítási módszer más reaktortípusokra is alkalmazható.

Tartalomjegyzék

1. Bevezetés	4
1.1. Feladatkitűzés	4
1.2. A dolgozat felépítése	4
2. A GFR2400 reaktor	5
3. Teljes zónaszámítások a GFR2400 reaktorra	6
4. Az egyszerűsített számítási modell továbbfejlesztése	9
4.1. Az egycsoport-hatáskeresztmetszetek előállítása, homogenizáció	9
4.2. Regressziós számítások	11
4.2.1. k-effektív	12
4.2.2. Egycsoport-hatáskeresztmetszetek	13
4.2.3. A régiónkénti fluxusok aránya	18
4.3. A modellben foglalt izotópok és magátalakulások összefoglalása	18
5. Üzemanyag-ciklus számítások a továbbfejlesztett modellel	21
5.1. A részletes üzemanyag-ciklus modell	21
5.2. Másodlagosaktinida-visszatáplálási stratégiák	23
5.3. Eredmények	23
5.3.1. A másodlagos aktinidák transzmutációja	23
5.3.2. Az üzemanyag felhasználásának hatásfoka	27
6. Tovább lépési lehetőségek	32
6.1. A kiegészített üzemanyag-összetétel meghatározása egyetlen lépésben	32
6.1.1. Regressziós módszer	32
6.1.2. Interpolációs módszer	35
6.2. A modellben foglalt izotópok körének kibővítése	37
7. Összefoglalás	38

1. Bevezetés

1.1. Feladatkitűzés

A gázhűtésű gyorsreaktor (Gas-Cooled Fast Reactor, GFR) egyike a negyedik generációs atomreaktorok perspektivikus típusainak. Kemény neutronspektruma miatt ez a reaktortípus különösen alkalmas az üzemanyag-tenyésztésre – ezáltal a nukleáris üzemanyag magasabb hatásfokú felhasználására –, valamint a másodlagos aktinidák transzmutációjára. A GFR 2400 MW_{th} teljesítményű koncepciója, illetve egy 70 MW_{th} teljesítményű demonstrációs reaktor (ALLEGRO) fejlesztése jelenleg is folyik az EURATOM által finanszírozott GoFastR projekt keretein belül.

Az üzemanyag-tenyésztés és a másodlagos aktinidák transzmutációjának vizsgálatához olyan, részletes számítási modellek szükségesek, amelyek figyelembe veszik a nukleáris üzemanyag-ciklus legfontosabb létesítményeit, ezek működését, valamint a közöttük lévő anyagáramokat. A dolgozat célja (1) egy Bsc. szakdolgozat („Gázhűtésű gyorsreaktorokat tartalmazó nukleáris üzemanyag-ciklus matematikai modelljének fejlesztése”) keretein belül létrehozott közelítő kiégésmo­dell továbbfejlesztése, (2) a továbbfejlesztett modell segítségével egy realisztikusabb üzemanyag-ciklus modell felállítása, valamint (3) a transzmutáció és a nukleáris üzemanyag felhasználási hatásfokának vizsgálata az új üzemanyag-ciklus modell segítségével.

A közelítő kiégésszámítás továbbfejlesztéséhez rendelkezésre állnak a SCALE kódrendszerrel végzett, a GFR2400 reaktor teljes zónáját figyelembevevő zónaszámítások eredményei. A diákköri munka magában foglalja ezen eredmények feldolgozását, valamint a modell továbbfejlesztéséhez történő felhasználását. Az új modell segítségével egy részletes, könnyűvízes reaktorokat (Light-Water Reactor, LWR) és gázhűtésű gyorsreaktorokat (Gas-cooled Fast Reactor, GFR), valamint átmeneti tárolókat és reprocesszáló üzem­et is tartalmazó üzemanyag-ciklus modellt kell felállítani, amely a betöltések során figyelembe veszi a három töltettel üzemelő GFR-ek reaktivitásának kiégés során történő változását is. Az üzemanyag-ciklus modell segítségével különböző másodlagosaktinida-visszatáplálási stratégiák mellett kell megvizsgálni a transzmutáció és az üzemanyag-hasznosítás kérdését, illetve értelmezni a kapott eredményeket. Az imént felsoroltakon kívül további feladat még annak vizsgálata, hogy milyen továbblépési lehetőségek adódnak a modell számítási sebességének növelése, valamint magasabb rendszámú elemek figyelembevételével történő pontosítása szempontjából.

1.2. A dolgozat felépítése

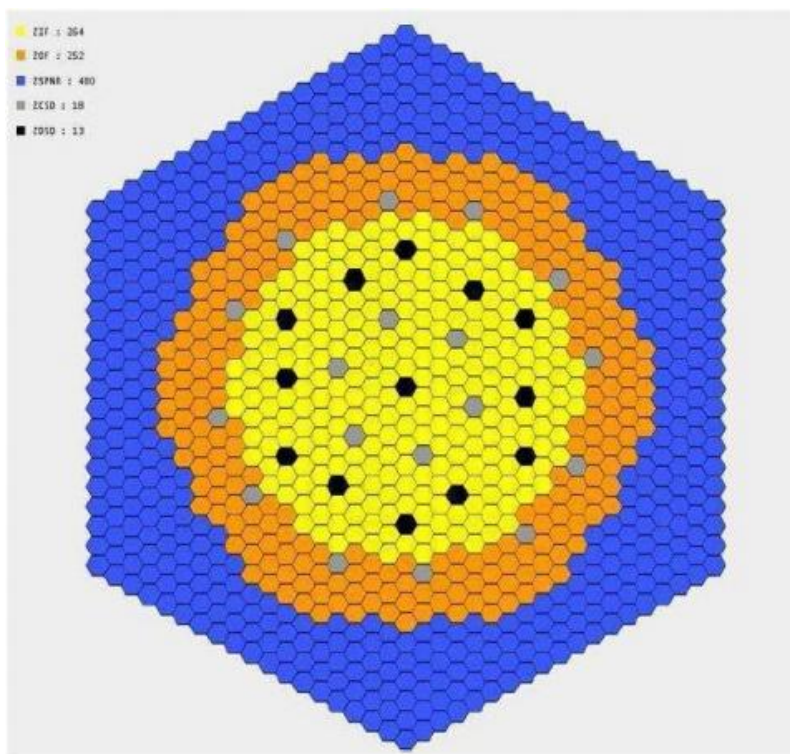
A kitűzött célok ismertetése után a 2. fejezetben rövidem ismertetem a GFR2400 reaktor főbb jellemzőit. A modell továbbfejlesztéséhez szükséges SCALE zónaszámítások bemutatására a 3. fejezetben kerül sor. Ezt követi a 4. fejezetben a továbbfejlesztés egyes lépéseinek ismertetése, melyek a következőket foglalják magukban: a Bateman-egyenletekben szereplő egycsoport-hatáskeresztmetszetek előállítását, a regressziós számításokat, valamint a modellben foglalt izotópok és magátalakulások körének kismértékű módítását. Az 5. fejezet a továbbfejlesztett modell segítségével létrehozott új, realisztikusabb üzemanyag-ciklus modell felépítésével, a vizsgált visszatáplálási stratégiákkal és az elvégzett számítások eredményeinek ismertetésével foglalkozik. Végül a 6. fejezetben két olyan, vizsgálat tárgyát képező számítási módszert mutatok be, amelyek a jelenlegi kiégési modellnél jelentősen gyorsabban, egyetlen lépésben képesek meghatározni a kiégett üzemanyag összetételét.

2. A GFR2400 reaktor

A GFR2400 a gázhűtésű gyorsreaktor 2400 MW termikus teljesítményű, ipari méretű energiatermelésre tervezett koncepciója. A zóna 246 darab kazettából és 24 darab szabályozórúdból áll, alaprajza a 2.1. ábrán látható. A sárga és narancssárga kazetták rendre a belső és külső üzemanyagot jelölik, a szürke és fekete kazetták a szabályozó- és biztonságvédelmi rudakat, a kék kazetták pedig a radiális reflektort. A GFR600-hoz hasonlóan itt is SiC burkolattal rendelkező UPuC kerámia pálcák alkotják a kazettákat, és a proliferációs védelem érdekében a reaktor nem rendelkezik külön tenyészköpennyel. A zóna egy 7,3 méter átmérőjű, 20 méter magas nyomástűrő tartályban helyezkedik el, melynek falvastagsága a tartály közepén 20 cm, tömege pedig megközelíti az 1000 tonnát. A teljesítmény maximalizálása érdekében a kazettákban található üzemanyag nagy sűrűségű, és a lehető legnagyobb aktinidatartalommal rendelkezik. A zóna fontosabb paraméterei az I. táblázatban találhatóak [1].

I. táblázat: A GFR2400 reaktor aktív zónájának paraméterei [9]

Aktív zóna paraméterek	
Hőteljesítmény	2400 MW
Teljesítménysűrűség	100 MW/m ³
Üzemanyag típusa	CERCER
Kazetták száma a zónában	246
Maximális üzemanyag hőmérséklet	1318 °C
Maximális burkolat hőmérséklet	920 °C
Nyomáscsökkenés a zónában	0,14 MPa



2.1. ábra: A GFR2400 reaktor zóna alaprajza [9]

3. Teljes zónaszámítások a GFR2400 reaktorra

A számítási modell továbbfejlesztéséhez szükséges adatsorok előállítását dr. Reiss Tibor végezte, a következő fejezet célja az általa végzett zónaszámítások ismertetése [2].

Az egycsoportos hatáskeresztmetszetek összetételétől való függésének meghatározása a korábbi modellhez hasonlóan függvényillesztés segítségével történt, ahol az illesztett függvény paraméterei az egyes izotópok magssűrűségei. Ahhoz, hogy az illesztés kielégítő pontosságú legyen, nagyszámú adatpontra van szükség a paraméterterén, melyek viszonylag egyenletesen és sűrűn fedik le az illesztési tartományt. Mivel ez több ezer zónaszámítás elvégzését jelenti, ezért egyszerűbb modellre van szükség, amely alapján elő lehet állítani a teljes zónára érvényes egycsoport-hatáskeresztmetszeteket.

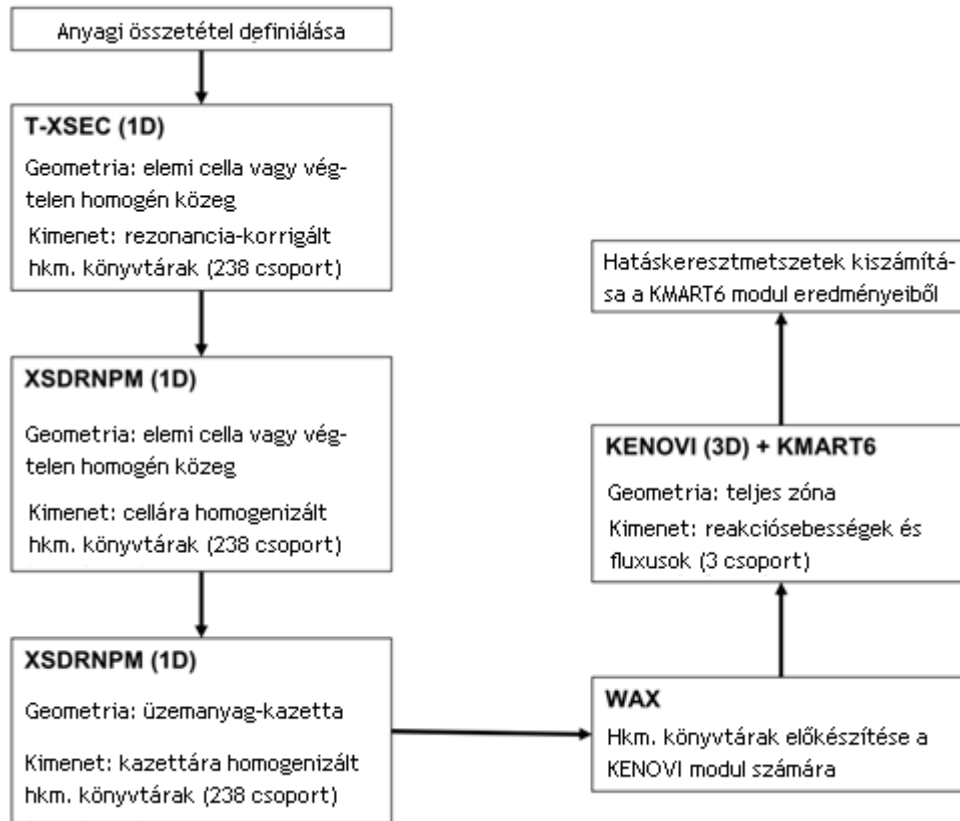
A zónaszámítások elvégzése a SCALE kódrendszerrel történt a 3.1. folyamatábra szerint [2]. Elsőként a GFR2400 egy elemi cellája került definiálásra, amely egy keramikus üzemanyag-pálcából, valamint az azt körülvevő hűtőközezből áll. Az egydimenziós, hengerszimmetrikus modellben (lásd. II. táblázat) a zóna magassága görbületi paraméter (buckling) korrekcióval lett figyelembe véve. A T-XSEC modul az ENDF/B-VII könyvtár felhasználásával előállította a rezonancia-árnyékolt 238 csoportos hatáskeresztmetszeteket, melyekből az XSDRN-PM diszkrét ordinátás transzport kód meghatározta az elemi cellára érvényes homogenizált hatáskeresztmetszeteket. A hatszöges üzemanyag-kazetta szintén egydimenziós, hengeres modellje tartalmazza a homogenizált üzemanyagot, a keramikus szerkezeti anyagokat, valamint a kazetták közötti rést. A többi zónaelem (axiális és radiális reflektor, követőkazetták) homogenizációja végtelen, homogén közegként való közelítéssel történt. A zóna háromdimenziós modellje a 3.2. ábrán látható módon lett összeállítva homogenizált üzemanyag-kazettákból és a zóna egyéb alkotórészeiből, axiális felépítését a 3.3. ábra szemlélteti. A zónaszámítások a KENO-VI többszoportos Monte Carlo kritikussági kód felhasználásával készültek 238 energiacsoporttal, eredményeik a régióként érvényes reakciósebességek, illetve normált fluxusok, valamint az adott összetételekhez tartozó k_{eff} értékek.

Közel 8000 zónaszámítás került elvégzésre az egyszerűsített zónamodell segítségével, az üzemanyag különböző izotóp-összetételei mellett. Az egyes számításokhoz tartozó aktinida-összetétel véletlenszerűen került meghatározásra az alábbi szempontok figyelembevételével:

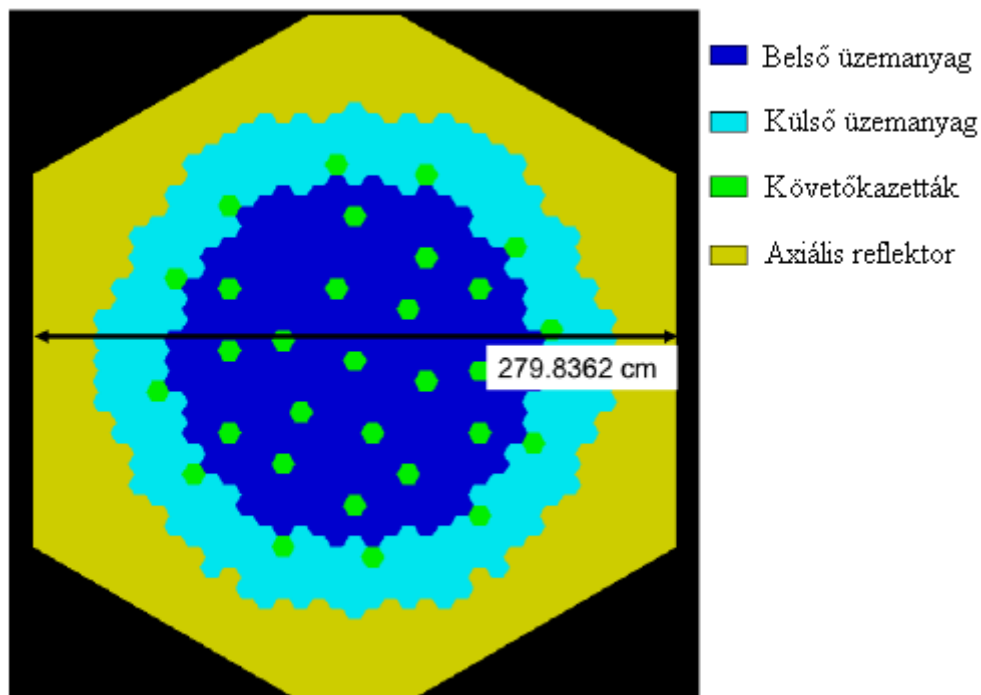
- Az üzemanyag plutónium tartalma 14-22% között változott, a belső és külső régióban lévő plutónium mennyiség aránya 0,8, amely összhangban van a kezdeti betöltéssel.
- A másodlagos aktinidák aránya az üzemanyagban a teljes magssűrűség 0-10%-a között változott, a másodlagos aktinida tartalom a külső és belső régióban $\pm 5\%$ véletlenszerű eltérést leszámítva megegyezett.
- A fennmaradó aktinida mennyiséget teljes egészében urán tette ki.
- A kérdéses elemek izotóp-összetétele szintén véletlenszerűen lett változtatva betöltött és kiegészített üzemanyag összetétele alapján megállapított határok között.

II. táblázat: A GFR2400 elemi cella modelljének méretei [2]

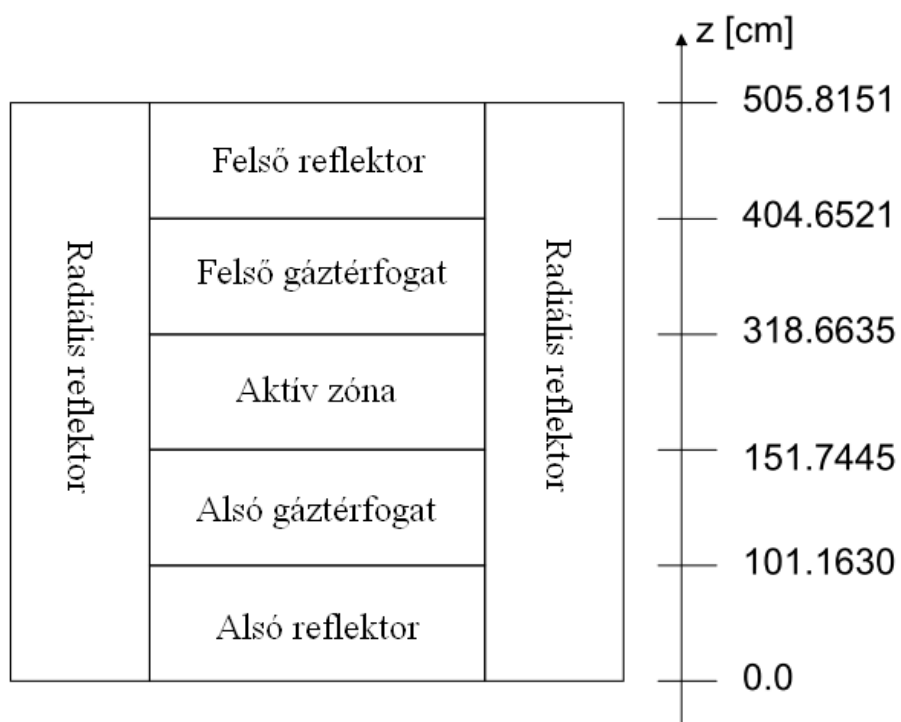
Anyag	Külső sugár [cm]	Anyag	Külső sugár [cm]
Üzemanyag	0,3510	SiC burkolat	0,4563
W/Re belső bevonat	0,3550	SiC külső bevonat	0,4593
Re belső bevonat	0,3560	He hűtőközeg	0,6093



3.1. ábra: A GFR2400 zónaszámítások elvégzésének folyamatábrája [2]



3.2. ábra: A GFR2400 zóna KENO-VI modellje [2]



3.3. ábra: A GFR2400 zóna modelljének axiális felépítése [2]

4. Az egyszerűsített számítási modell továbbfejlesztése

4.1. Az egycsoport-hatáskeresztmetszetek előállítása, homogenizáció

A SCALE zónaszámítások eredményei az R_i^j reakciósebességek az egyes régiókban. Egy adott magátalakuláshoz tartozó reakciósebesség a külső és belső régió reakciósebességeinek összege:

$$R_i = \sum_j R_i^j = \sum_j N^j V^j \sigma_i^j \Phi^j \quad (4.1)$$

ahol R_i az i -edik reakcióhoz tartozó teljes reakciósebesség, N^j az izotóp magssűrűsége a j -edik régióban, V^j az adott régió térfogata, σ_i^j az i -edik reakcióhoz tartozó egycsoportos hatáskeresztmetszet a j -edik régióban, Φ^j pedig a j -edik régióban érvényes integrált neutronfluxus.

Mivel a közelítő kiégésszámítás nem kezel külön régiókat a zónában, ezért szükség van olyan mennyiségekre, amelyek a teljes zónára érvényesek, viszont matematikailag helyesen visszaadják a kérdéses reakciósebességeket. A homogenizáció során az alábbi súlyozott mennyiségeket vezettem be:

$$\bar{\sigma}_i = \frac{\sum_j R_i^j}{\sum_j N^j V^j \Phi^j} \quad (4.2)$$

$$\bar{N}_i = \frac{\sum_j N^j V^j \Phi^j}{\sum_j V^j \Phi^j} \quad (4.3)$$

$$\bar{\Phi}_i = \frac{\sum_j V^j \Phi^j}{\sum_j V^j} \quad (4.4)$$

$$V = \sum_j V^j \quad (4.5)$$

ahol σ_i a homogenizált egycsoportos hatáskeresztmetszet, N_i a térfogatokkal és fluxusokkal súlyozott átlagolt magssűrűség, Φ_i az átlagos neutronfluxus, V pedig a teljes térfogat. A (4.1) összefüggésbe visszahelyettesítve a homogenizációval kapott mennyiségeket látható, hogy azok helyesen visszaadják a reakciósebességek értékét:

$$R_i = \bar{N}_i V \bar{\sigma}_i \bar{\Phi}_i = \frac{\sum_j N^j V^j \Phi^j}{\sum_j V^j \Phi^j} \cdot \sum_j V^j \cdot \frac{\sum_j R_i^j}{\sum_j N^j V^j \Phi^j} \cdot \frac{\sum_j V^j \Phi^j}{\sum_j V^j} = \sum_j R_i^j \quad (4.6)$$

Mivel a kiégésmodell csak a teljes zónára érvényes fluxust és magssűrűségeket tartja számon, ezért a (4.5) képlettel közvetlenül nem határozhatóak meg a súlyozott átlagos magssűrűségek. Kihasználható azonban az, hogy a zónaszámítások során a magssűrűségek aránya a külső és belső régióban közel konstans értéken volt tartva. Bevezetve az i -edik izotóphoz tartozó magssűrűségek arányát (C_i), valamint a két régióban érvényes fluxusok arányát (F), a homogenizált hatáskeresztmetszetekhez tartozó magssűrűségek a következő alakba írhatóak:

$$\bar{N}_i = (N_i^{\text{belső}} + N_i^{\text{külső}}) \frac{C_i F V^{\text{belső}} + (1 - C_i) V^{\text{külső}}}{F V^{\text{belső}} + V^{\text{külső}}} \quad (4.7)$$

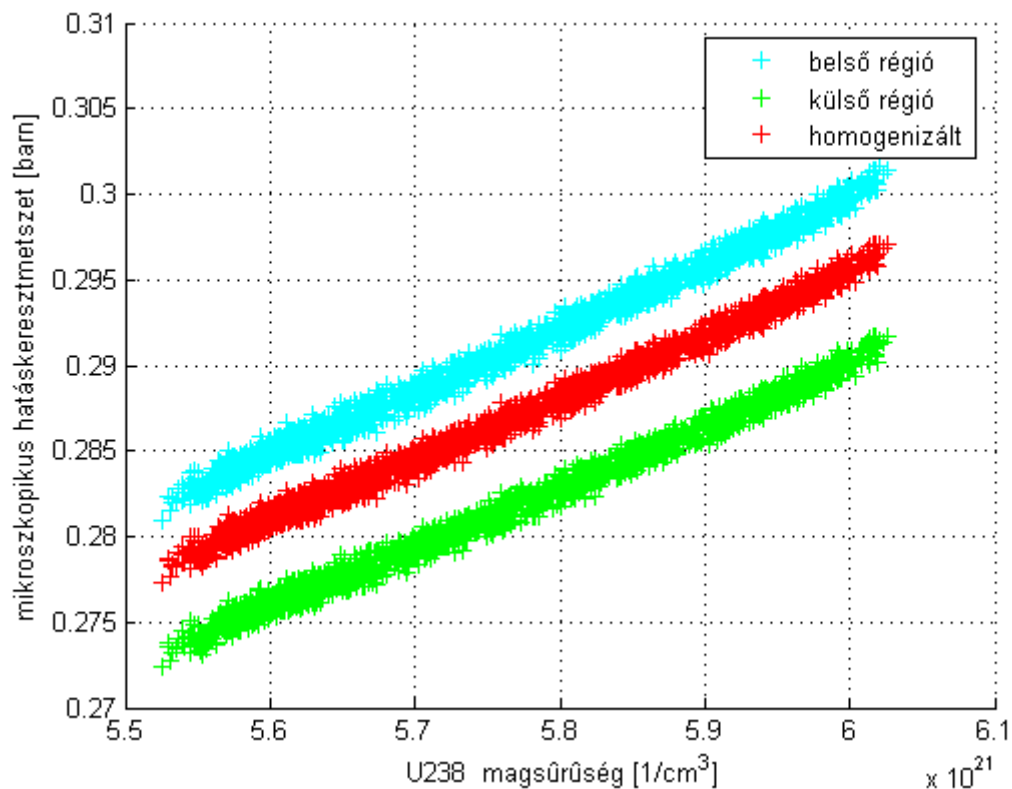
ahol:

$$C_i = \frac{N_i^{\text{belső}}}{N_i^{\text{külső}} + N_i^{\text{külső}}} \quad (4.8)$$

$$F = \frac{\phi^{\text{belső}}}{\phi^{\text{külső}}} \quad (4.9)$$

Mivel az egyes izotópok magssűrűségének aránya csak csekély mértékben változik a két régióban, ezért a C_i együtthatók az egyes számításokban használt arányok számtani közepével jól közelíthetők. Bonyolultabb a helyzet a fluxusok F arányával, mivel ez jelentős mértékben változhat a különböző kezdeti összetételek mellett. Ez azonban a hatáskeresztmetszetekhez és a k_{eff} -hez hasonlóan regressziós módszerrel meghatározható, amiről a 4.4. fejezetben lesz szó bővebben.

A homogenizáció során a két régióban külön-külön érvényes hatáskeresztmetszetek valamilyen súlyozott átlagait kapjuk eredményül (4.1. ábra). Ezen mennyiségek felhasználásával már kiszámíthatóak a teljes zónára érvényes reakciósebességek, az így kapott differenciálegyenlet-rendszer numerikus megoldásával pedig meghatározható az összetétel kiégés során történő megváltozása.



4.1. ábra: ^{238}U (n,γ) egycsoport-hatáskeresztmetszete a belső és külső régióban, illetve a homogenizált hatáskeresztmetszet

4.2. Regressziós számítások

Az izotóp-összetétel időbeli megváltozását az ún. Bateman-egyenletrendszert írja le, amely a magssűrűségekre felírt mérlegegyenletekből álló, elsőrendű, csatolt differenciálegyenlet-rendszer:

$$\frac{dN_i}{dt} = \text{Keletkezési ráta} - \text{Fogyási ráta} - \text{Bomlási ráta} \quad (4.10)$$

Ha a modellben foglalt izotópok magssűrűségeit egy vektorban tároljuk el, akkor az egyenletrendszer felírható mátrixos alakban:

$$\frac{d\bar{N}}{dt} = (\bar{\sigma}\Phi - \bar{\lambda})\bar{N} \quad (4.11)$$

ahol a $\bar{\sigma}$ mátrix tartalmazza az egyes magreakciók hatáskeresztmetszeteit, a $\bar{\lambda}$ mátrix pedig a bomlási átmeneteket, és a hozzájuk tartozó bomlási állandókat.

A kiégett üzemanyag összetételét az egyenletrendszer numerikus megoldásával határozhatjuk meg. A nehézséget az okozza, hogy mind a σ mátrix elemei, mind a neutronfluxus az izotóp-összetétel függvényei. Az egyenletek megoldásához ezért ismernünk kell az egycsoportos hatáskeresztmetszetek és az összetétel közötti kapcsolatot. Ennek érdekében az újonnan előállított SCALE zónaszámítások eredményeként kapott egycsoport-hatáskeresztmetszetekre a szakdolgozatomban ismertetett módszer szerint a magssűrűségek analitikus függvényeit illesztettem. Az illesztett függvények ez esetben is polinomiális alakúak voltak, ugyanis ezek az együtthatóknak lineáris függvényei, így alkalmazható az ún. Moore-Penrose pszeudo inverz a regressziós probléma megoldásához [4]. A függvényillesztés ekkor felfogható egy túlhatározott egyenletrendszer legkisebb négyzetek módszerével történő megoldásának, amelyet bizonyos, jelen esetünkben teljesülő feltételek esetén a pszeudo inverz ad meg. Tekintsük a regressziós problémát leíró egyenletrendszert mátrixos alakban:

$$Ax = b \quad (4.12)$$

ahol A $m \times n$ -es mátrix, x és b pedig n hosszúságú oszlopvektorok.

Az idevonatkozó tétel kimondja, hogy amennyiben az A mátrix oszlopai lineárisan függetlenek (ez az esetek többségében teljesül), úgy a túlhatározott egyenletrendszer legkisebb négyzetösszegű eltéréshez tartozó megoldását a pszeudo inverz adja meg [4]:

$$A^+ = (A^T A)^{-1} A^T \quad (4.13)$$

Az egyenleteknek, vagyis az A mátrix sorainak a száma esetünkben megegyezik az elvégzett SCALE zónaszámítások számával. Ez közel 8000 egyenletet jelent, ezért numerikus okokból kifolyólag célszerűbb nem a (4.13) képlet segítségével kiszámolni a pszeudo inverzet, hanem valami olyan módszert alkalmazni, amely során a mátrix nagy mérete és esetleges rosszul kondicionáltsága nem okoz akkora problémát. Mivel a függvényillesztést csak a modell létrehozása során kell elvégezni, ezért a pszeudo inverz meghatározását az időigényes, de nagy pontosságú szinguláris érték felbontással (Singular Value Decomposition – SVD) végeztem a MATLAB program segítségével [5].

Egy $m \times n$ -es valós mátrix szinguláris érték felbontása a következő szorzatra bontást jelenti:

$$A = U \Sigma V^T \quad (4.14)$$

ahol U egy $m \times m$ -es unitér mátrix (azaz $U^T U = I$, ahol I egységmátrix), V^* egy valós unitér mátrix transzponáltja, Σ pedig egy $m \times n$ -es diagonális téglalpmátrix, amelynek főátlójában M szinguláris értékei találhatóak (ezek az $A^T A$ és az $A A^T$ mátrixok sajátértékeinek négyzetgyökei). Megmutatható, hogy ekkor az A mátrix pszeudoinverze, A^+ felírható a következő alakban [5]:

$$A^+ = V \Sigma^+ U^T \quad (4.15)$$

ahol Σ^+ a Σ mátrix pszeudoinverze, amelyet úgy kapunk meg, hogy a Σ diagonálisában lévő elemeknek vesszük a reciprokát, majd az így kapott mátrixot transzponáljuk.

A legkisebb négyzetek problémájának pszeudoinverzrel történő megoldása nem ad lehetőséget az adatpontok súlyozására, de mivel az adatpontok előállítása minden esetben azonos módszerrel történt, ezért jó közelítés az, ha azonos súllyal vesszük figyelembe az egyes pontokat.

Az illesztések jóságát két paraméterrel jellemeztem, az ún. relatív négyzetes hibával (normalized root-mean-square-error, RMSE), valamint a korrigált R^2 értékkel.

A relatív RMSE a következő összefüggéssel kapható meg [7]:

$$\text{relatív RMSE} = \frac{1}{\bar{y}} \sqrt{\frac{\sum_i (f(x_i) - y_i)^2}{n}} \quad (4.16)$$

ahol $f(x_i)$ az i -edik adatpont illesztett függvényvel kiszámolt értéke, y_i az adott pontban vett érték, n a pontok száma, $\bar{y}$ pedig az értékek átlaga. Ez a mennyiség pontosabban leírja az illesztés jóságát, mint a korábban használt átlagos relatív eltérés, mivel az akár egyetlen, kis y_i értékkel rendelkező pont miatt is jelezhetett nagy hibát annak ellenére, hogy a többi adatpontra jól illeszkedett a függvény.

Az R^2 érték az eredeti és illesztett adatpontok szórásának aránya, amely jellemzi, hogy az illesztett függvény mennyire jól képes leírni az eredeti értékek változásait. Értéke a következőképpen számolható [8]:

$$R^2 = 1 - \frac{SS_{\text{err}}}{SS_{\text{tot}}} = 1 - \frac{\sum_i (y_i - \bar{y})^2}{\sum_i (f(x_i) - y_i)^2} \quad (4.17)$$

ahol SS_{err} az illesztéshez tartozó négyzeteseltérés-összeg, SS_{tot} pedig az eredeti adatpontok átlagtól való négyzetes eltéréseinek összege. A gyakorlatban ennek a magyarázó változók számával korrigált értékét, az ún. korrigált R^2 -et használják [8]:

$$\bar{R}^2 = 1 - (1 - R^2) \frac{n-1}{n-p-1} \quad (4.18)$$

ahol n az adatpontok száma, p a magyarázó változók száma, az összefüggés végén szereplő szorzófaktor pedig az empirikus szórásnégyzetekből származik.

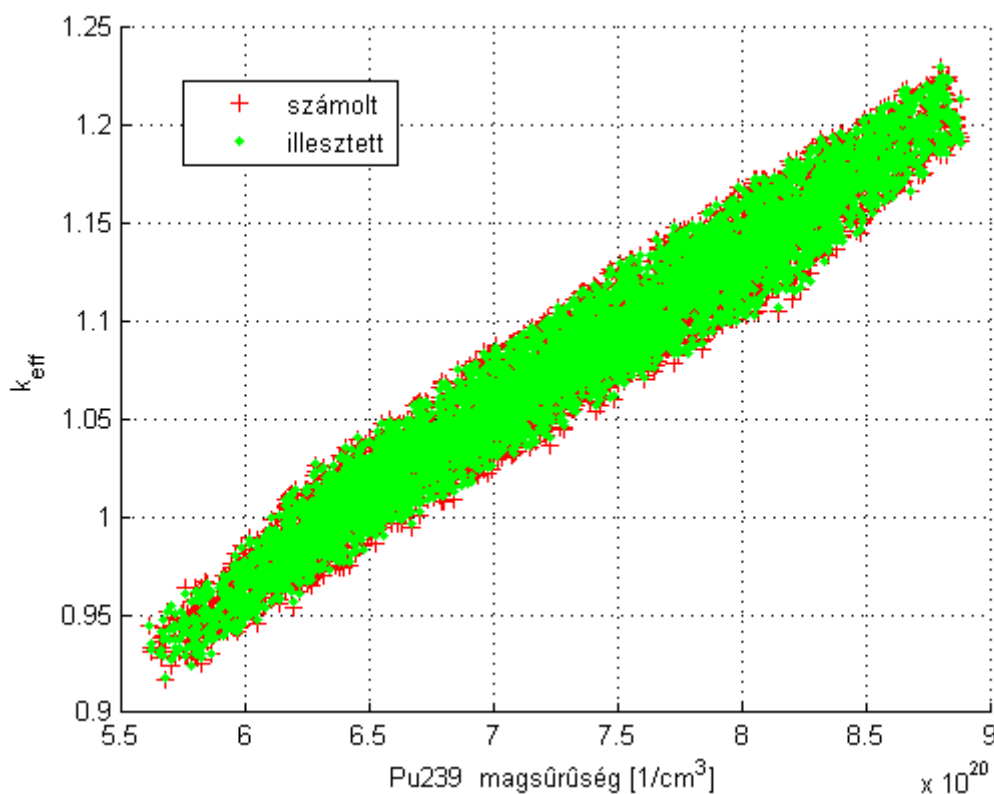
4.2.1. k-effektív

A GFR2400 teljes zónájára elvégzett SCALE zónaszámítások eredményeképpen előálltak a különböző üzemanyag-összetételekhez tartozó k_{eff} értékek. Mivel adott geometria és peremfeltételek mellett a k_{eff} értéke csak a zónában található anyagok izotóp-összetételétől függhet, ezért a hatáskeresztmetszetek mintájára közelíthető a magsűrűségek analitikus

függvényével. A választott függvény a k_{eff} esetében is másodfokú polinom lett, ugyanis az előzetes vizsgálatok azt mutatták, hogy ez a függvénykapcsolat kellő pontossággal leírja a kérdéses mennyiséget, az ennél magasabb fokszámú együtthatók figyelembevétele pedig már numerikus problémákat okoz. Az illesztett függvény tehát a következő alakú:

$$y(N_1, \dots, N_n) = a_0 + \sum_i a_i \cdot N_i + \sum_i a_{n+i} \cdot N_i^2 + \sum_{i \neq j} a_{ij} \cdot N_i \cdot N_j \quad (4.19)$$

A függvényillesztés eredménye a 4.2. ábrán látható, a hozzá tartozó relatív RMSE értéke 0,1447%, a korrigált R^2 értéke pedig 0,9994. A k_{eff} és az izotóp-összetétel közötti kapcsolat feltérképezésével lehetőség nyílt arra, hogy az üzemanyag-ciklus modellben a betöltéskor figyelembe vegyem a kiégés során bekövetkező reaktivitáscsökkenést, amint arról bővebben szó esik majd az 5.1. alfejezetben.



4.2. ábra: A k_{eff} -re történő függvényillesztés eredménye

4.2.2. Egycsoport-hatáskeresztmetszetek

A kiégésszámítás során számos lépésben, nagyszámú magreakcióra kell meghatározni az egyenletben szereplő egycsoportos hatáskeresztmetszetek értékét. Mivel az ehhez szükséges idő lineárisan nő az illesztett függvény együtthatóinak számával, ezért érdemes a lehető legkevesebb, de a hatáskeresztmetszeteket még pontosan leíró paramétereket figyelembe venni az illesztés során. A felhasznált izotópok kiválasztását lépésenkénti regresszióval (stepwise regression) végeztem, az illesztett hatáskeresztmetszetekre kiszámolt relatív RMSE értékek változása alapján [8]. Nulla kezdeti paraméterből kiindulva, minden egyes lépésben azt az izotópot adtam hozzá a leíró függvényhez, amelynek figyelembe vétele a legnagyobb csökkenést okozta az összes hatáskeresztmetszetre kiszámolt relatív RMSE átlagos értékében. Az automatikus kiválasztást addig végeztem, amíg a kérdéses mennyiség változása 1% alá nem csökkent. További feltételt jelentett a kiválasztott izotópok körére, hogy relatív

magsűrűségük meghaladja a 0,001%-ot, ennek a számítás stabilitása miatt van jelentősége. A nagyon kis mennyiségben jelenlévő izotópok magsűrűsége ugyanis nagyságrendekkel változhat a kiegészítés során, ami megnöveli annak az esélyét, hogy a számítás kilép az illesztési tartományból. A lépésenkénti regresszió eredménye az említett feltételek mellett a III. táblázatban látható.

III. táblázat: Az illesztés során figyelembe vett izotópok lépésenkénti kiválasztása

Kiválasztott izotóp	Átlagos relatív RMSE (%)
^{238}U	9,4658
^{241}Am	6,0985
^{239}Pu	2,3650
^{243}Am	2,0834
^{241}Pu	1,9509
^{242}Cm	1,9239
^{240}Pu	1,8936
^{242}Pu	1,8691
^{238}Pu	1,8485
^{235}U	1,8306
^{237}Np	1,8170
^{239}Np	1,7879
^{244}Cm	1,7746
^{236}U	1,7628
^{234}U	1,7562

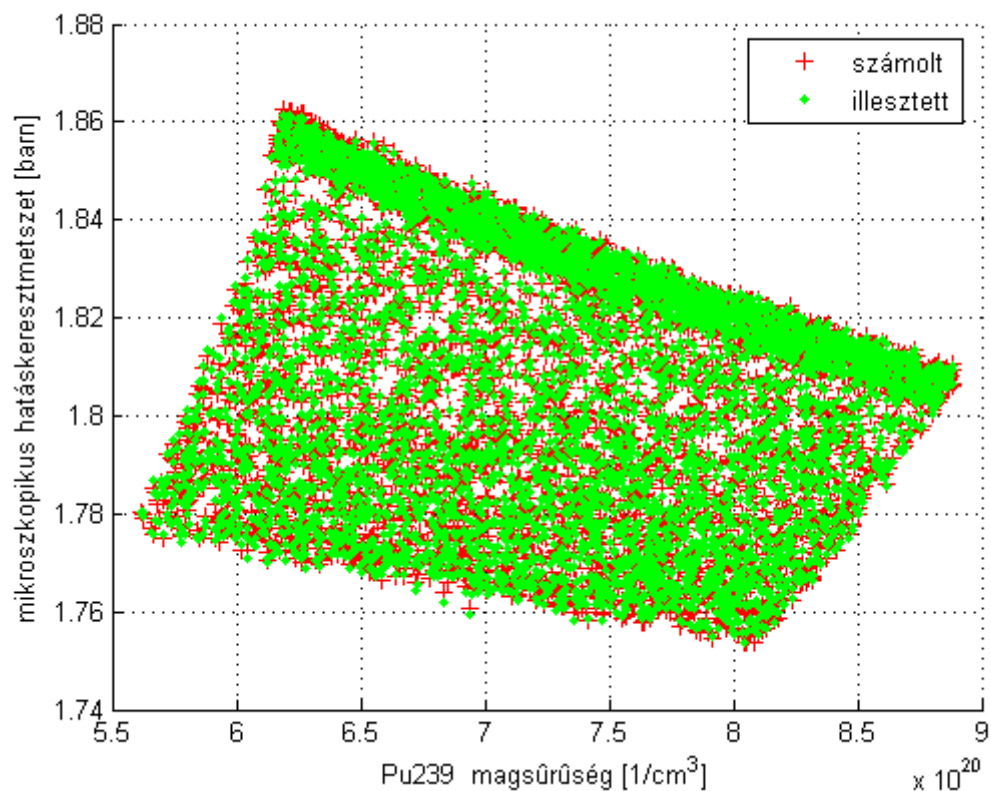
A kiválasztott izotópokkal történő illesztés eredményei láthatóak néhány jellemző magreakció esetében a 4.3.-4.8. ábrákon. A hozzájuk tartozó relatív RMSE és korrigált R^2 értékek a IV. táblázatban találhatóak. Az V. táblázatban megfigyelhető, hogy a különböző típusú magreakciók hatáskeresztmetszeteire történő illesztések pontosságában számottevő eltérés mutatkozik. Legpontosabbak az (n,f) és (n, γ) reakciók illesztései, ezeket követik az (n,2n) reakciók, a legpontatlanabb eredményt pedig az (n,3n) reakciók adják, ezek relatív hibája átlagosan 7%. Mivel az (n,3n) reakciók hatáskeresztmetszetei elenyészően kicsik, ezért a számítási modellt ez a pontatlanság nem terheli számottevő hibával.

IV. táblázat: Néhány fontosabb magreakció hatáskeresztmetszetére történő illesztés eredménye

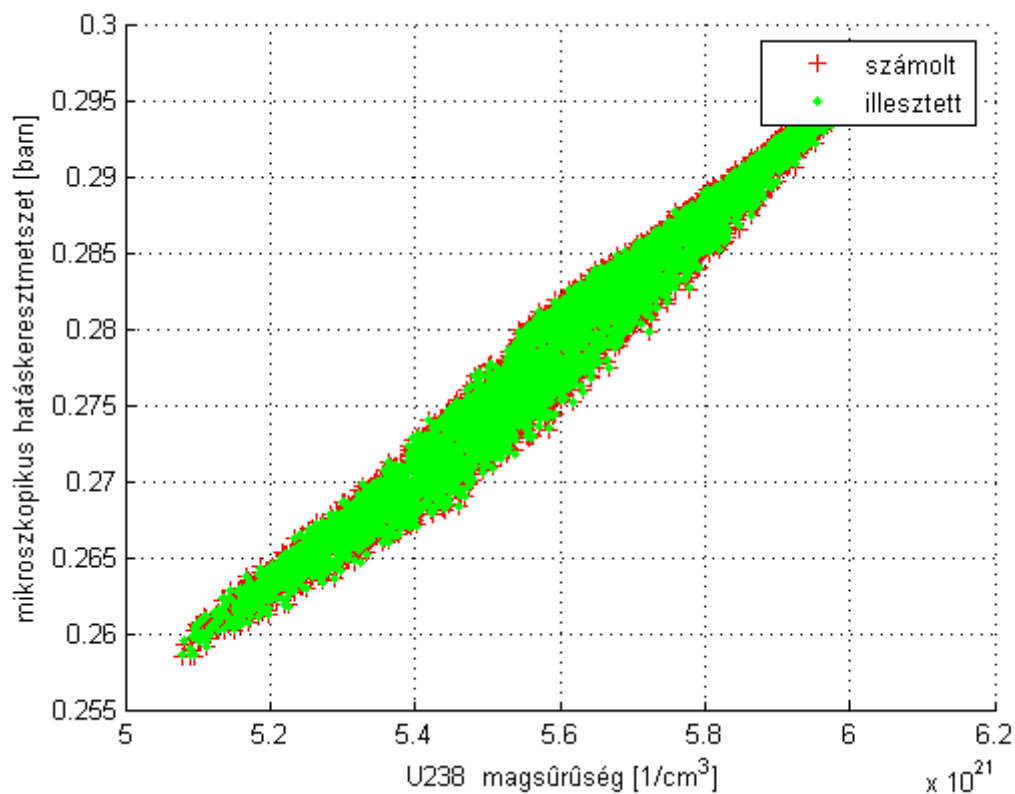
Magreakció	Relatív RMSE (%)	Korrigált R^2
$^{239}\text{Pu}(n,f)$	0,02885	0,99959
$^{238}\text{U}(n,\gamma)^{239}\text{U}$	0,02977	0,99991
$^{237}\text{Np}(n,\gamma)^{238}\text{Np}$	0,05247	0,99989
$^{241}\text{Pu}(n,f)$	0,02887	0,99989
$^{243}\text{Am}(n,\gamma)^{244}\text{Am}$	0,05518	0,99988
$^{244}\text{Cm}(n,2n)^{243}\text{Cm}$	0,67684	0,98165

V. táblázat: Az illesztés jósága a különböző reakciótípusok esetén

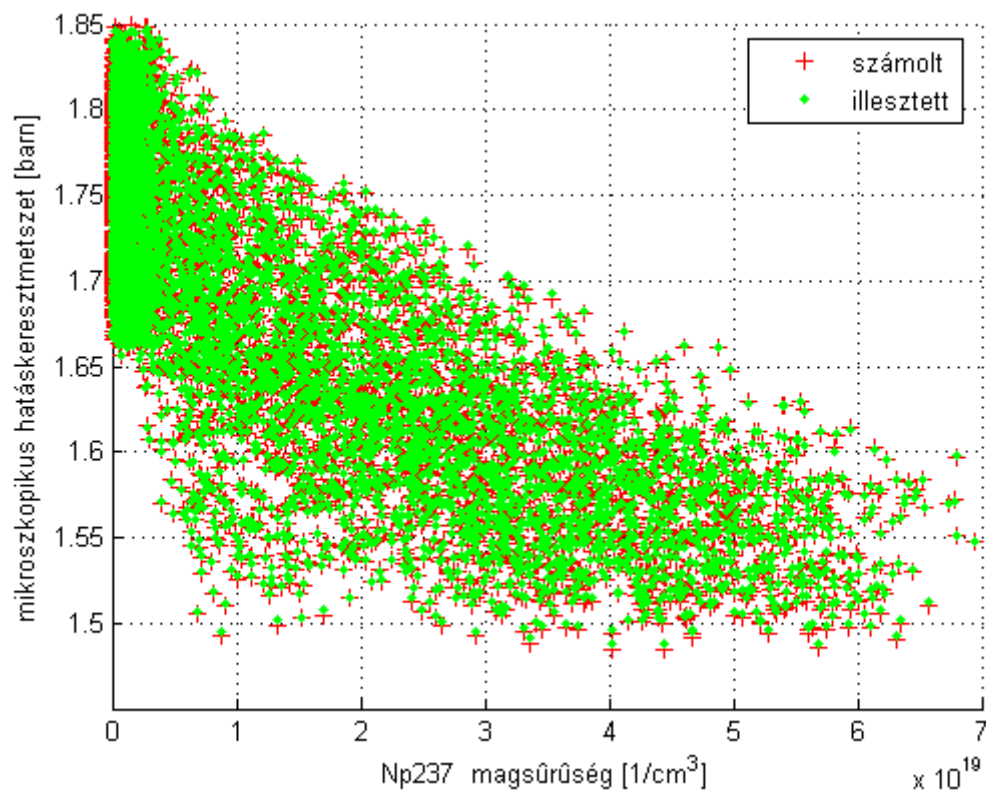
Reakciótípus	Relatív RMSE (%)	Korrigált R^2
(n,f)	0,06272	0,99117
(n, γ)	0,15939	0,99301
(n,2n)	0,62180	0,98330
(n,3n)	7,08566	0,51210



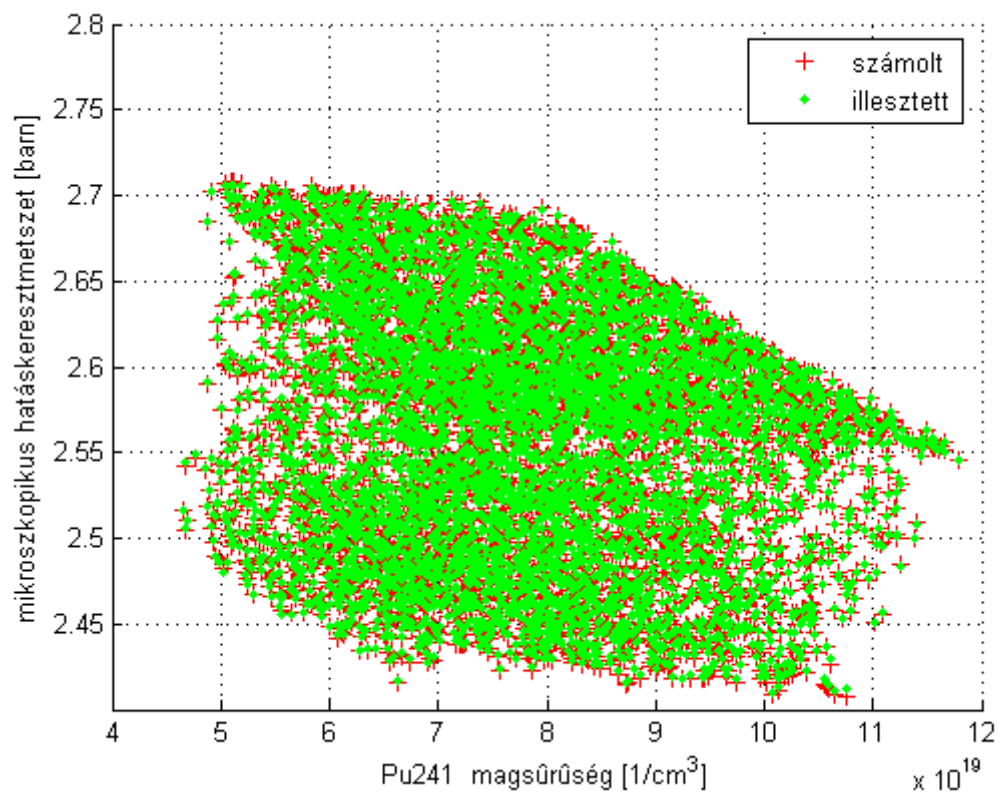
4.3. ábra: ^{239}Pu hasadási hatáskeresztmetszete, a zónaszámítások és az illesztés során kapott eredmények összevetése



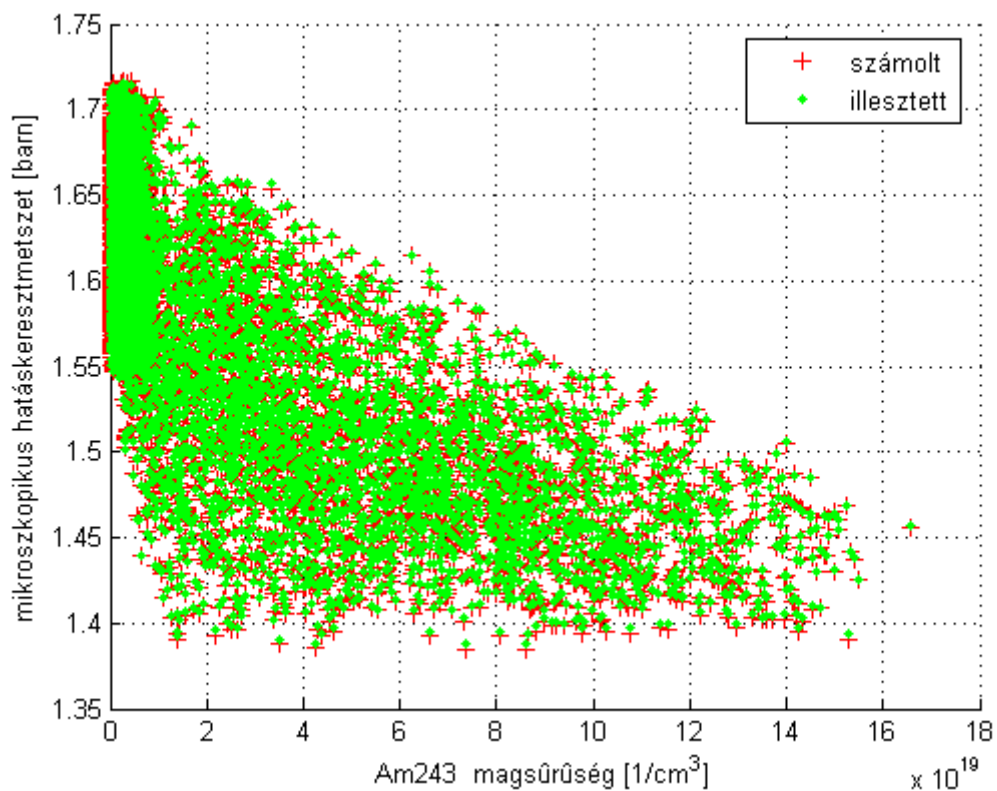
4.4. ábra: ^{238}U (n,γ) hatáskeresztmetszete, a zónaszámítások és az illesztés során kapott eredmények összevetése



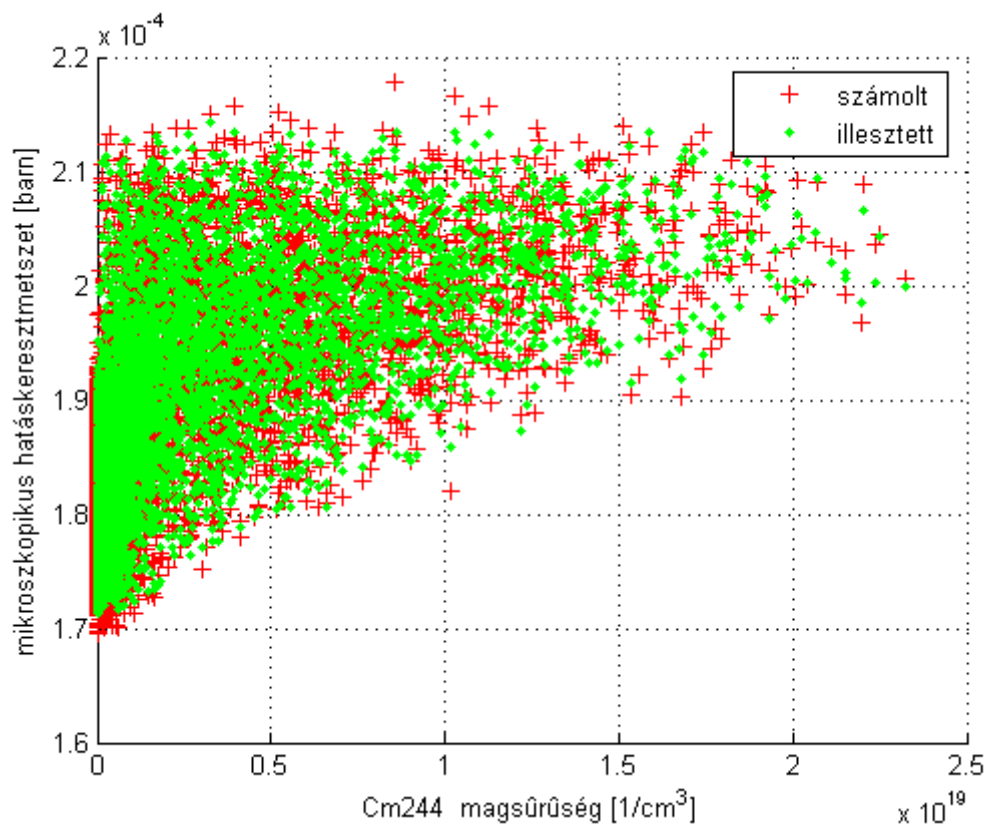
4.5. ábra: ^{237}Np (n,γ) hatáskeresztmetszete, a zónaszámítások és az illesztés során kapott eredmények összevetése



4.6. ábra: ^{241}Pu hasadási hatáskeresztmetszete, a zónaszámítások és az illesztés során kapott eredmények összevetése



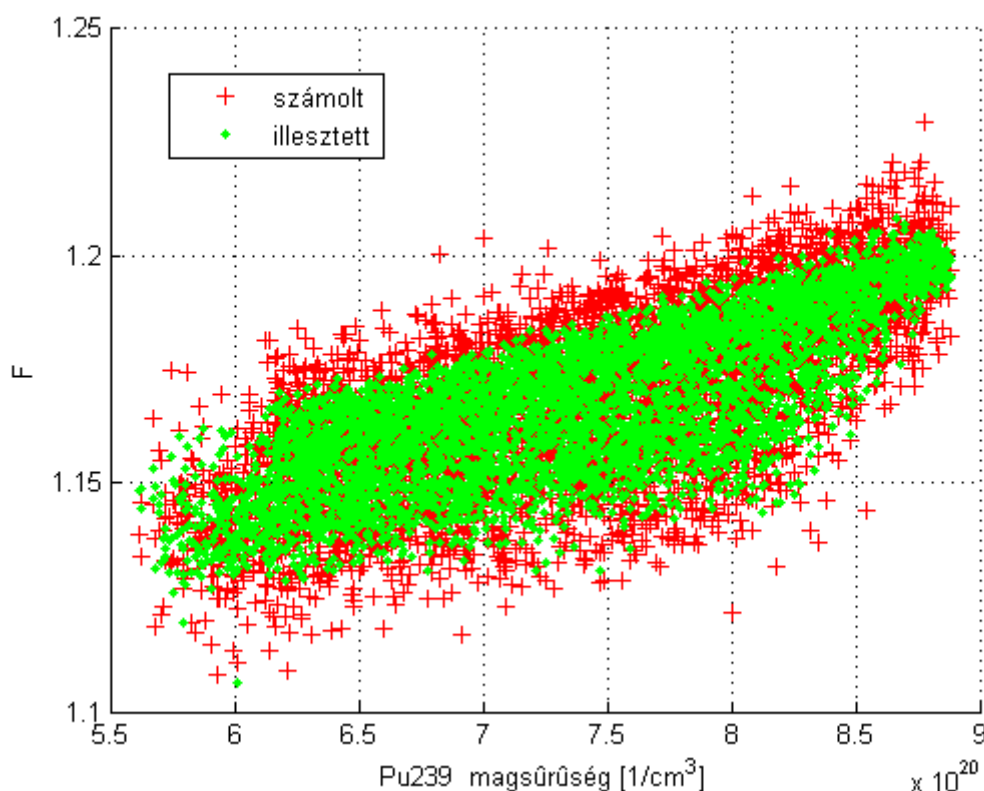
4.7. ábra: ^{243}Am (n, γ) hatáskeresztmetszete, a zónaszámítások és az illesztés során kapott eredmények összevetése



4.8. ábra: ^{244}Cm (n,2n) hatáskeresztmetszete, a zónaszámítások és az illesztés során kapott eredmények összevetése

4.2.3. A régiókénti fluxusok aránya

A 3. fejezetben alkalmazott homogenizációs eljárás segítségével előállított hatáskeresztmetszeteket a fluxusokkal és térfogatokkal súlyozott, átlagos magsűrűségekkel kell megszorozni ahhoz, hogy megkapjuk a keresett reakciósebességeket. A magsűrűségek és a fluxusok régiókénti arányával az átlagos magsűrűség kifejezhető az x) összefüggés alapján, viszont a fluxusok F aránya jelentősen változhat az összetétel függvényében. Emiatt nem elég pontos az, ha a zónaszámításokban kapott fluxusarányok számtani közepével számolunk, vagyis meg kell határozni a kérdéses arány összetételtől való függését. Ehhez a vizsgált F mennyiséget a k_{eff} és a hatáskeresztmetszetek mintájára a magsűrűségek polinom alakú függvényeként közelítettem. Mivel ezt az arányt minden egyes időlépésben csak egyszer szükséges kiszámolni, ezért a nagyobb pontosság elérése érdekében minden, a számítás során figyelembe vett izotóp magsűrűségét felhasználtam az illesztéshez. A regresszió eredménye a 4.9. ábrán látható, relatív négyzetes hibája 0,74%, a hozzá tartozó korrigált R^2 értéke pedig 0,7603.



4.9. ábra: Belső és külső régió integrált neutronfluxusainak aránya (F), a zónaszámítások és az illesztés eredményeinek összevetése

4.3. A modellben foglalt izotópok és magátalakulások összefoglalása

A szakdolgozatomban szereplő 5.1. ábra mintájára [1] összefoglaltam a továbbfejlesztett modellben figyelembe vett izotópok és magátalakulások körét. A számítások időigényének további csökkentése érdekében eltávolítottam azon izotópokat a modellből, amelyeknek elenyészően kis mennyiségű jelenléte miatt elhanyagolható hatásuk van az üzemanyag-ciklus számítások során vizsgált folyamatokra. Egyes nuklidok kis relatív magsűrűségük ellenére is elengedhetetlenek a modell helyes működéséhez, ugyanis egy olyan átalakulás köztes

termékei, amely már nagy jelentőséggel bír az összetétel változása szempontjából. A változtatások után figyelembe vett izotópokat a VI. táblázatban gyűjtöttem össze.

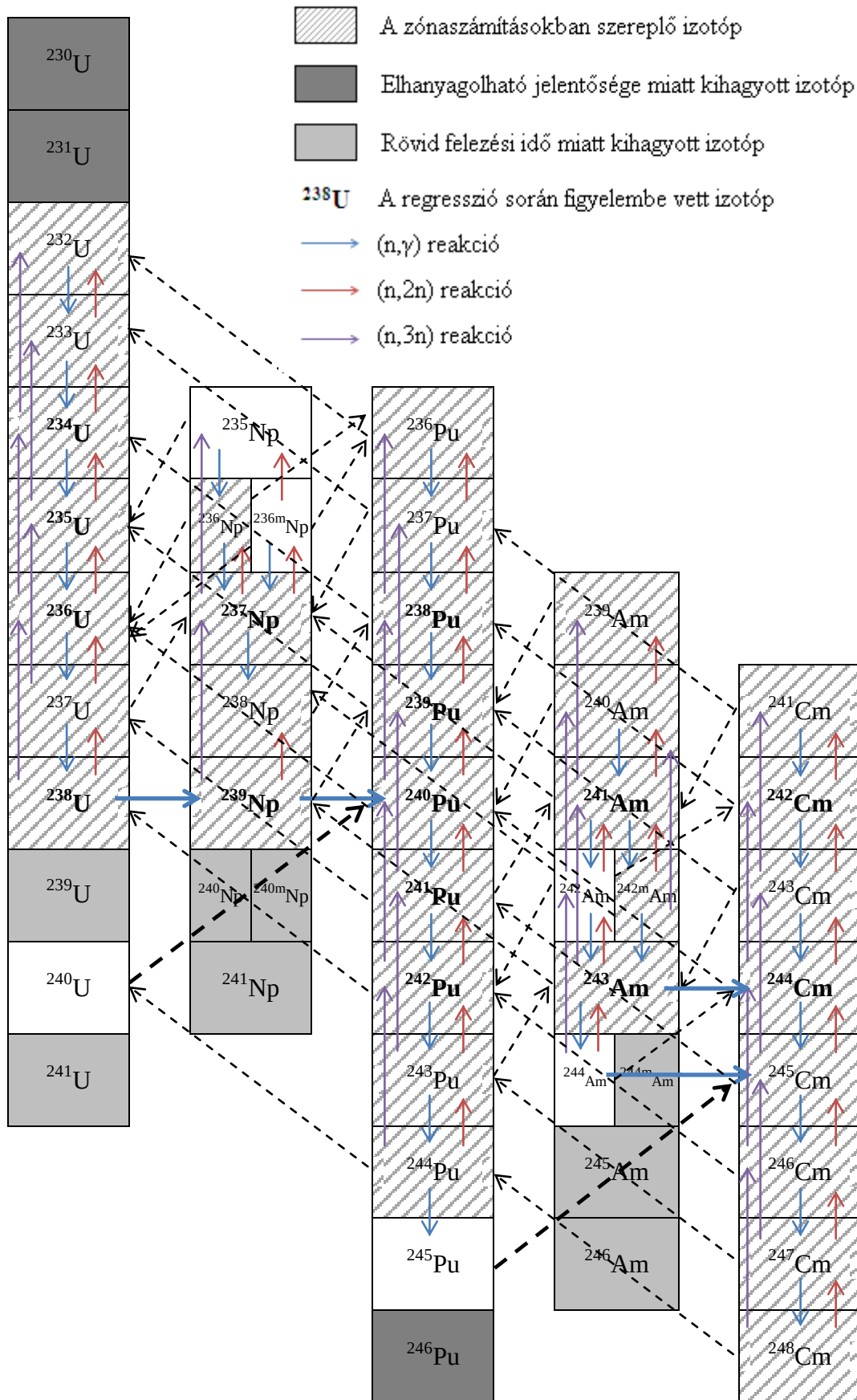
A rövid felezési idő miatt kihagyott nuklidokat a 4.10. ábrán látható átalakulási sémán világosszürke háttérrel jelöltem meg, az utóbb részletezett indok miatt eltávolított nuklidokat pedig sötétszürkével. A SCALE zónaszámítások üzemanyag-összetételeiben a csíkozott szürke háttérrel megjelölt izotópok szerepeltek, azonban a reakciósebességek minden, a modellben foglalt nuklid esetén előálltak. A k_{eff} értékének és a fluxusok arányának illesztésében az összes tárgyalt izotóp magsűrűsége paraméterként szerepelt, viszont a hatáskeresztmetszeteket leíró függvényekben csak tizenöt darab, ezeket félkövér betűvel szedtem az átalakulási sémán.

Az ábrán az (n,γ) , $(n,2n)$ és $(n,3n)$ reakciókat rendre a kék, piros, illetve a lila nyilak jelölik, a bomlásokat pedig a szaggatott nyilak jelzik. A rövid felezési idejű izotópok kihagyásával létrejött magreakciókat és bomlásokat a megfelelő típusú nyíl vastagabb változatai mutatják, mint például a ^{239}U izotóp (felezési ideje 23,45 perc) kihagyása miatt az ^{238}U -ból közvetlenül a ^{239}Np -be vezető (n,γ) reakciót jelölő vastag kék nyíl.

VI. táblázat. A továbbfejlesztett modell által nyomon követett izotópok

Urán	Neptúnium	Plutónium	Amerícium	Kúrium
^{232}U	^{235}Np	^{236}Pu	^{239}Am	^{241}Cm
^{233}U	^{236}Np	^{237}Pu	^{240}Am	^{242}Cm
^{234}U	$^{236\text{m}}\text{Np}$	^{238}Pu	^{241}Am	^{243}Cm
^{235}U	^{237}Np	^{239}Pu	^{242}Am	^{244}Cm
^{236}U	^{238}Np	^{240}Pu	$^{242\text{m}}\text{Am}$	^{245}Cm
^{237}U	^{239}Np	^{241}Pu	^{243}Am	^{246}Cm
^{238}U		^{242}Pu	^{244}Am	^{247}Cm
^{240}U		^{243}Pu		^{248}Cm
		^{244}Pu		
		^{245}Pu		

Jelmagyarázat



4.10. ábra: Az továbbfejlesztett modellben figyelembe vett izotópok és magátalakulások.

5. Üzemanyag-ciklus számítások a továbbfejlesztett modellel

A továbbfejlesztett kiégésmodell segítségével egy realisztikusabb üzemanyag-ciklus modellt állítottam fel, és különböző újratöltési stratégiák mellett vizsgáltam a nukleáris üzemanyag felhasználásának hatásfokát, valamint a másodlagos aktinidák transzmutációját. Az LWR és GFR típusú reaktorokat, átmeneti tárolókat és reprocesszáló üzemeket is tartalmazó modellt MATLAB környezetben valósítottam meg. A következő fejezet a modell felépítésével, a vizsgált újratöltési stratégiákkal és az üzemanyag-ciklus számítások eredményeivel foglalkozik.

5.1. A részletes üzemanyag-ciklus modell

A továbbfejlesztett kiégés modell segítségével az 5.1. ábrán látható üzemanyag-ciklus modell szerint végeztem számításokat különböző másodlagos aktinida visszatáplálási stratégiák mellett. Az üzemanyag-ciklus modell két reaktortípust tartalmaz: gázhűtésű gyorsreaktorokat (GFR) és könnyűvizes reaktorokat (LWR):

A könnyűvizes reaktorok nyitott üzemanyag-ciklusban (once-through cycle) üzemelnek, kezdeti üzemanyaguk 3,6% dúsítású urán, amely 33 MWnap/kgU kiégés és meghatározott hűtési idő után átmeneti tárolóba kerül. Az LWR reaktorokba nincsen üzemanyag-visszatáplálás, a kiégett üzemanyagban található plutónium és másodlagos aktinidák partíciónálás után a GFR-ekben kerülnek újrafelhasználásra. Az LWR-ek kiégett üzemanyagából származó plutónium és másodlagos aktinidák izotóp-összetételei a VII. táblázatban találhatók.

A gázhűtésű reaktorok üzemanyaga kezdetben könnyűvizes reaktorokból származó plutónium, a betöltési stratégiának megfelelő mennyiségű, szintén LWR-ből származó másodlagos aktinida, valamint szegényített urán, amely fertilis anyagként szolgál. A GFR-ek háromtöltetes ciklusban üzemelnek, minden 481 EFPD (effective full-powered day) hosszúságú kampány végén a zóna egyharmadát távolítják el és cserélik friss üzemanyagra. Az kiégett fűtőelemek pihentetése, partíciónálása és az üzemanyag-gyártás összesen 5 évet vesz igénybe, ezen időtartam elteltével kerül a reprocesszált üzemanyag a megfelelő tárolóba. Az átrakás során stratégiától függően plutónium, másodlagos aktinida és urán kerül betáplálásra. Elsőként a háromfajta tárolóban lévő aktinidák felhasználása történik meg, majd amennyiben ezek mennyisége nem elegendő a betöltéshez, úgy a maradék aktinidatartalom pótlása LWR-ből származó plutóniummal, másodlagos aktinidákkal, illetve 0,025% ^{235}U tartalmú szegényített uránnal történik.

A betöltött üzemanyag összetételének meghatározása minden esetben két paraméter szerint történt, a másodlagos aktinida tartalom és a plutónium tartalom szerint. A teljes zóna figyelembevételével végzett zónaszámítások a k_{eff} értékét is eredményül adták, ezért a 4.2. fejezetben taglalt függvényillesztés alapján adott összetételre megadható a k_{eff} értéke. A betöltés során a másodlagos aktinida tartalom a stratégiától függő érték, viszont a plutónium tartalom szabadon változhat az urántartalom ellenében.

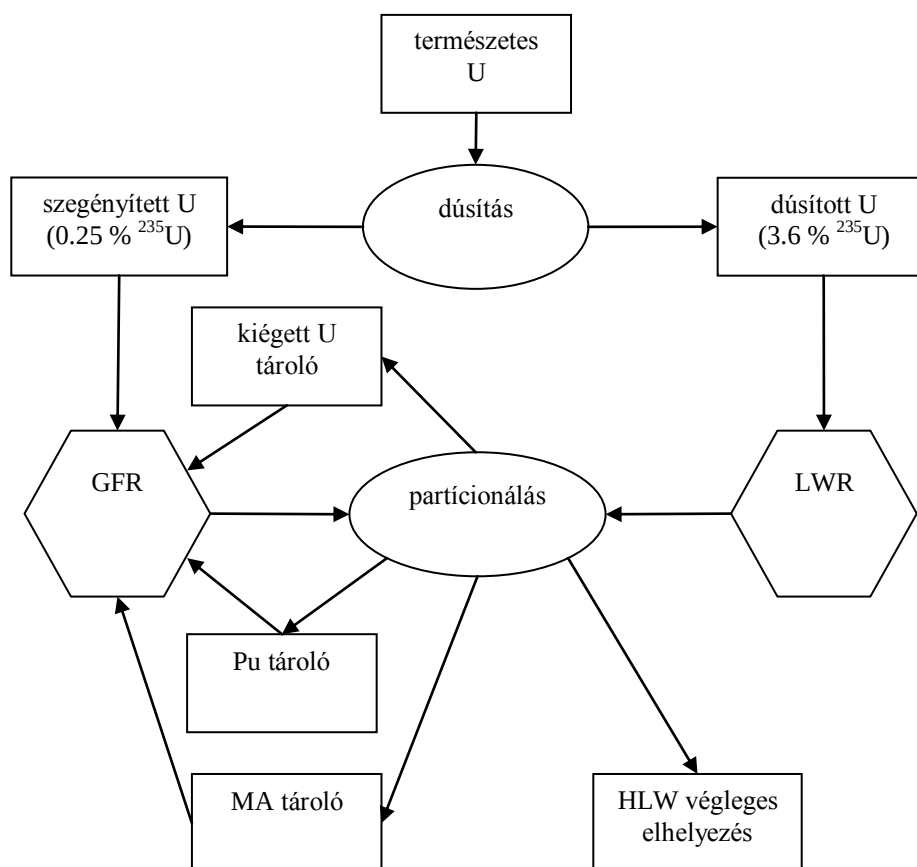
A kampány eleji betöltések során egy iterációs módszer segítségével olyan plutónium tartalmat állítottam be, hogy a k_{eff} értéke a kampány végén 1,005 körüli érték legyen. Ehhez mindig az előző kampány során bekövetkezett k_{eff} változás alapján állítottam be az új kezdeti értéket. Jelölje $k_{\text{eff}}^{\text{KE}}$ a k -effektív értékét az előző kampány elején, $k_{\text{eff}}^{\text{KV}}$ a kampány végén. A soron következő kampány elején a k_{eff} értéke ($k'_{\text{eff}}^{\text{KE}}$) így a következő lesz:

$$k_{\text{eff}}^{\text{KE}} = k_{\text{eff}}^{\text{KE}} - k_{\text{eff}}^{\text{KV}} + 1,005 \quad (5.1)$$

A plutónium tartalom beállítását egy lineáris extrapolációt tartalmazó iterációval, ún. húrmódszerrel végeztem. Az előző kampány során érvényes és egy ettől konstans értékkel (0,025%) különböző Pu tartalomhoz tartozó k_{eff} értékekből lineáris extrapolációval becsültem a kívánt k_{eff} -hez tartozó Pu tartalmat. Amennyiben az extrapolált és a kívánt érték különbsége meghaladott egy megadott 5%-os tolerancia szintet, úgy a legutolsó két pont alapján extrapoláltan, addig folytatva az iterációt, amíg a k_{eff} elegendő pontossággal megegyezett a szükséges értékkel.

VII. táblázat: Az LWR kiégett üzemanyagának összetétele 33 MWnap/kgU kiégés mellett

MA izotóp	Hányad (%)	Pu izotóp	Hányad (%)
²³⁷ Np	48,9	²³⁸ Pu	2,7
²⁴¹ Am	31,6	²³⁹ Pu	54,8
^{242m} Am	0,105	²⁴⁰ Pu	23,4
²⁴³ Am	14,6	²⁴¹ Pu	12,3
²⁴² Cm	$9,6 \cdot 10^{-4}$	²⁴² Pu	6,78
²⁴³ Cm	0,0488	Komponens	Hányad (%)
²⁴⁴ Cm	4,44		
²⁴⁵ Cm	0,26		
²⁴⁶ Cm	0,0474		
²⁴⁷ Cm	0,001		
		teljes Pu	0,905
		teljes MA	0,0673



5.1. ábra: A részletes üzemanyagciklus-modell felépítése [3]

5.2. Másodlagosaktinida-visszatáplálási stratégiák

Az üzemanyagciklus-számításokat három különböző másodlagosaktinida-visszatáplálási stratégia mellett vizsgáltam, melyek a következők:

- nincs másodlagosaktinida-visszatáplálás („0% MA stratégia”)
- csak a GFR által megtermelt másodlagos aktinida mennyiség visszatáplálása („saját MA stratégia”)
- állandó másodlagos aktinida tartalom a kampány elején („x% MA stratégia”)

Az első esetben a GFR-ből kikerülő másodlagos aktinida mennyiség nem kerül vissza a reaktorba, tehát a friss üzemanyag csak uránt és plutóniumot tartalmaz. A betöltött plutónium a Pu tárolóból, illetve az LWR-ek kiégett üzemanyagából származik, míg a betáplált urán egy részét az U tárolóból, a hiányzó mennyiséget pedig szegényített uránból fedezik. Az MA tárolóban lévő másodlagos aktinida mennyiség ebben az esetben tehát folyamatosan növekszik.

A második stratégia során csak az a másodlagos aktinida mennyiség kerül visszatáplálásra, amelyet a GFR saját maga által termelt meg. Ennek a stratégiának kiemelt jelentősége van az egyensúlyi üzemanyag-összetétel meghatározásában.

A harmadik esetben a betöltött üzemanyag minden kampány elején azonos másodlagos aktinida tartalommal rendelkezik. Ez részben az MA tárolóból, vagy amennyiben az elérhető készlet nem elegendő, úgy a hiányzó mennyiség pótlása LWR-ekből származó másodlagos aktinidákkal történik. Az üzemanyag-ciklus számítások során 2%, 2,5%, illetve 3% kezdeti másodlagos aktinida tartalmat vizsgáltam. Fontos megjegyezni, hogy mivel egyszerre csak a zóna egyharmadába kerül friss üzemanyag, ezért a teljes zónára átlagolt összetétel nem fog megegyezni a betöltés során érvényes összetétellel.

Kiemelten fontos hangsúlyozni még azt, hogy az U, Pu és MA tárolókból csak akkor kerülhet újrafeldolgozott üzemanyag a reaktorba, ha a megfelelő készletek ezt az adott időpontban lehetővé teszik. Tehát egy előző kampány során kiégett üzemanyag csak akkor kerülhet ismét felhasználásra, ha letelt a hűtéshez és particionáláshoz szükséges ötéves időtartam.

5.3. Eredmények

Az üzemanyag-ciklus számítások során két kérdéskört vizsgáltam, a másodlagos aktinidák transzmutációjának lehetőségét, illetve a nukleáris üzemanyag felhasználásának hatásfokát. A következő két alfejezetben a különböző másodlagosaktinida-visszatáplálási stratégiák mellett végzett számítások eredményei kerülnek ismertetésre.

5.3.1. A másodlagos aktinidák transzmutációja

A transzmutáció vizsgálata során a második és a harmadik stratégia felhasználásával végeztem üzemanyagciklus-számításokat. A második stratégia esetén a betöltéskor kizárólag a GFR által megtermelt másodlagos aktinida tartalom került visszatáplálásra. Ennek a stratégiának kiemelt jelentősége az egyensúlyi összetétel – amennyiben ez kialakul – meghatározásában van. Az eredmények azt mutatják, hogy ilyen egyensúly valóban létrejön, és körülbelül 150 újratöltési ciklus után áll be. Fontos hangsúlyozni, hogy a hosszú szimuláció

csak az egyensúlyi állapot vizsgálatát szolgálta, nem reális feltételezni a GFR-ek ilyen hosszú ideig tartó üzemét.

Az 5.2. ábrán a másodlagosaktinida-tartalom egyensúlyi elemösszetétele látható. Az neptúnium és kúrium mennyisége viszonylag hamar eléri egyensúlyi értékét, viszont az ameríciumtartalom növekedése csak hosszú idő elteltével csökken le. Az egyensúly beállta azt mutatja, hogy a termikus reaktorokkal ellentétben a visszatáplálás nem eredményezi a kúriumizotópok folyamatos felhalmozódását. Az 5.3. és 5.4. ábrákon az amerícium- és kúriumizotópok relatív előfordulásának alakulása látható, egyensúlyi értékeik pedig a VIII. táblázatban találhatóak. Mind az Am, mind a Cm izotóp-összetétele számottevően különbözik az első néhány ciklus során érvényes összetételtől, valamint a kiegészített LWR üzemanyagában mérhető összetételtől. Az amerícium esetén a hosszú felezési idejű ^{242m}Am , míg a kúrium esetén a ^{244}Cm izotóp fordul elő legnagyobb arányban.

VIII. táblázat: A legfontosabb amerícium és kúriumizotópok előfordulási aránya az egyensúlyi összetételben

Am izotóp	Tömegszázalék (%)	Cm izotóp	Tömegszázalék (%)
^{241}Am	37,101	^{242}Cm	11,926
^{242m}Am	48,914	^{244}Cm	61,865
^{243}Am	13,976	^{245}Cm	13,481
		^{246}Cm	7,576

A másodlagos aktinidák egyensúlyi aránya a zónában 2,34% (IX. táblázat). Ez azt sugallja, hogy ennél nagyobb MA betáplálással kívülről származó másodlagos aktinida hasítható el. Ennek vizsgálata érdekében a harmadik stratégia felhasználásával, 2%, 2,5%, valamint 3% állandó MA tartalom mellett végeztem számításokat.

IX. táblázat: Az urán, plutónium és másodlagos aktinidák egyensúlyi aránya a második visszatáplálási stratégia alkalmazása esetén

Komponens	Tömegszázalék (%)
U	74,76
Pu	19,45
MA	2,34

Az 5.5. ábrán a külső másodlagosaktinida-betáplálás alakulása látható a különböző MA tartalmak mellett. Az ábráról leolvasható, hogy az előző eredmény alapján feltett sejtés beigazolódott, vagyis az egyensúlyi koncentrációnál magasabb MA tartalom (2,5%, illetve 3% MA) esetén a rendszer folyamatos külső betáplálást igényel, tehát a saját megtermelt másodlagos aktinidák mellett képes elhasítani LWR-ből származó másodlagos aktinidákat is.

A X. táblázatban az látható, hogy az adott visszatáplálási stratégia mellett a GFR teljesítményének hány százalékát kitevő LWR flotta másodlagos aktinida termelését képes elfogyasztani. Ha összehasonlítjuk ezt a XI. táblázattal, ahol a GFR működéséhez szükséges Pu betáplálás hasonló módon értelmezett LWR teljesítményaránya látható a különböző stratégiák esetén, akkor látható, hogy a 3% MA tartalom esetén a rendszer már nettó másodlagosaktinida-fogyasztással bír. A teljes LWR-ekből és GFR-ekből álló rendszer tehát ekkor minden kampány során képes külső forrásból származó másodlagos aktinidák transzmutálására. Ez egyben azt is jelenti, hogy létrehozható olyan szimbiotikus atomenergia-rendszer, ahol a dúsított urán felhasználásával az LWR reaktorok megtermelik a GFR-ek számára szükséges plutónium mennyiséget, miközben a GFR-ek elhasítják az LWR-ek által

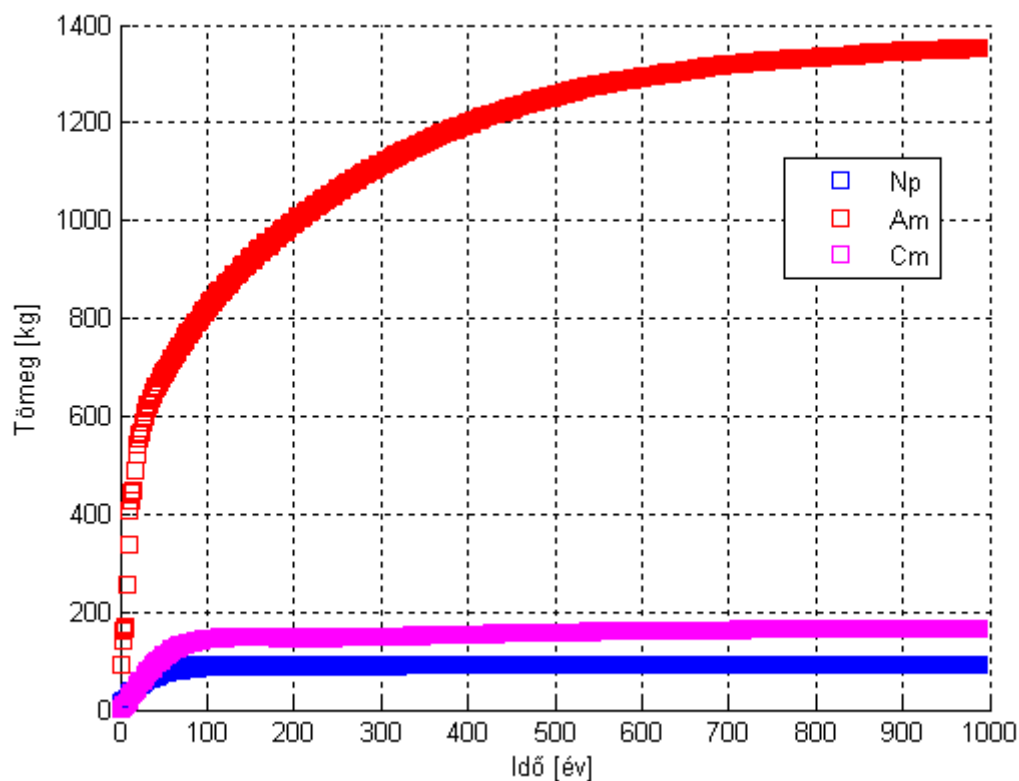
megtermelt másodlagos aktinidákat. A rendszer MA kibocsátása ekkor leredukálódik a partícionálás során bekövetkező veszteségre.

X. táblázat: LWR-ből származó külső MA betáplálás teljesítményaránya a különböző visszatáplálási stratégiák esetén

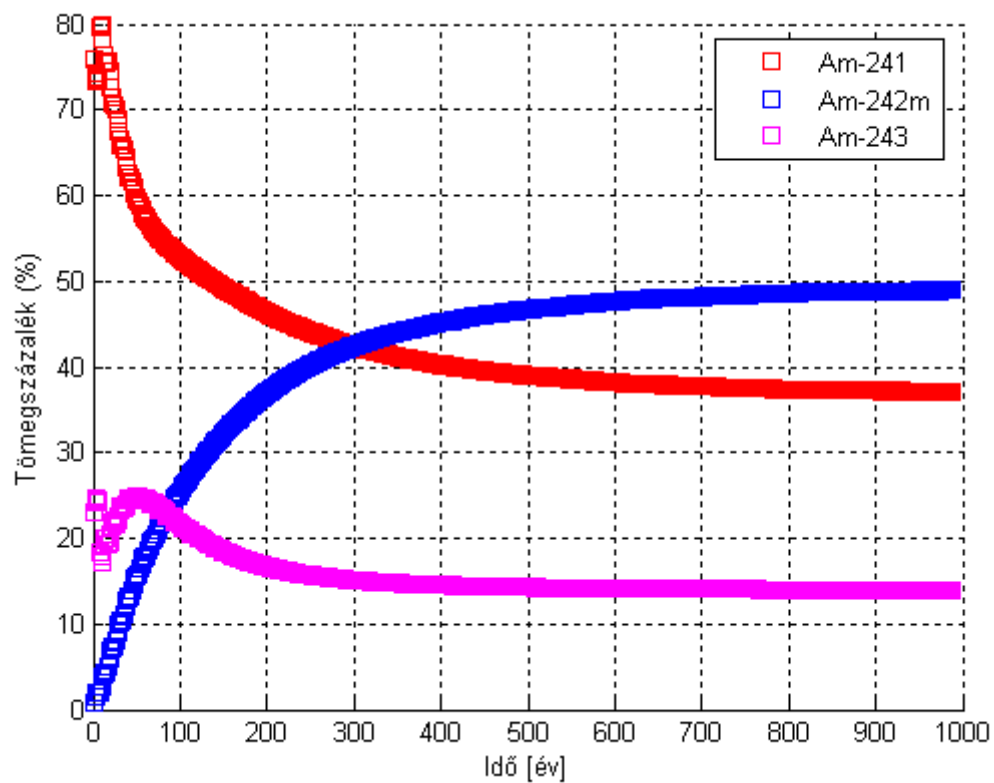
Stratégia	LWR teljesítményarány (%)
2% MA	19,82
2,5% MA	28,97
3% MA	65,43

XI. táblázat: LWR-ből származó Pu betáplálás teljesítményaránya a különböző visszatáplálási stratégiák esetén

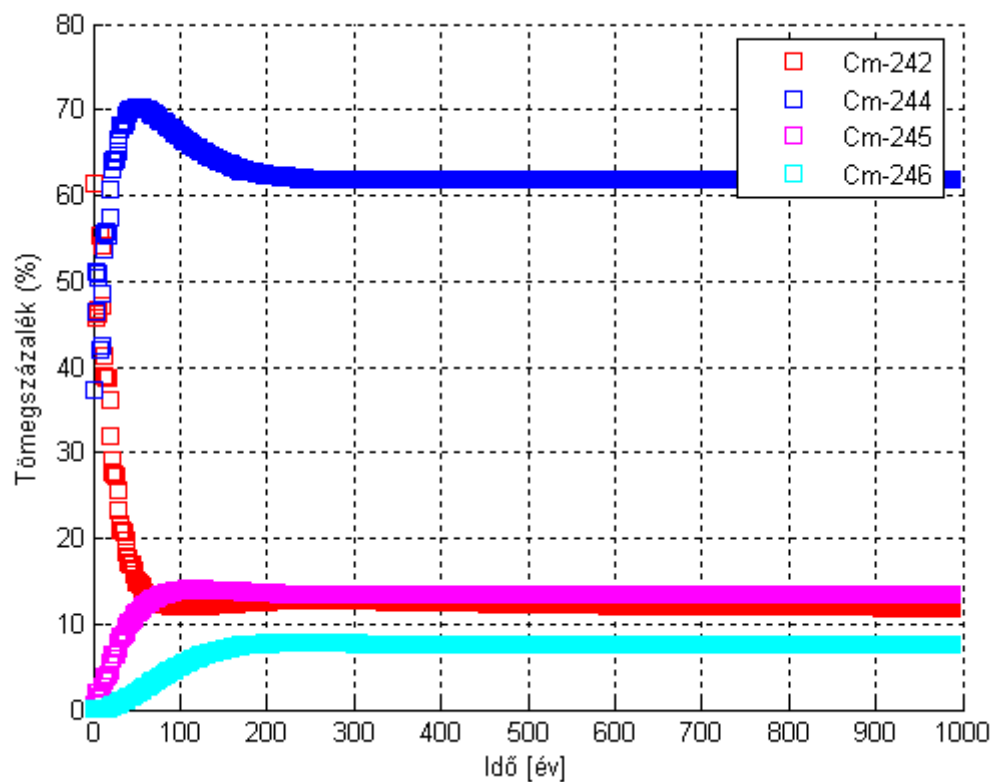
Stratégia	LWR teljesítményarány (%)
2% MA	32,13
2,5% MA	32,34
3% MA	34,93



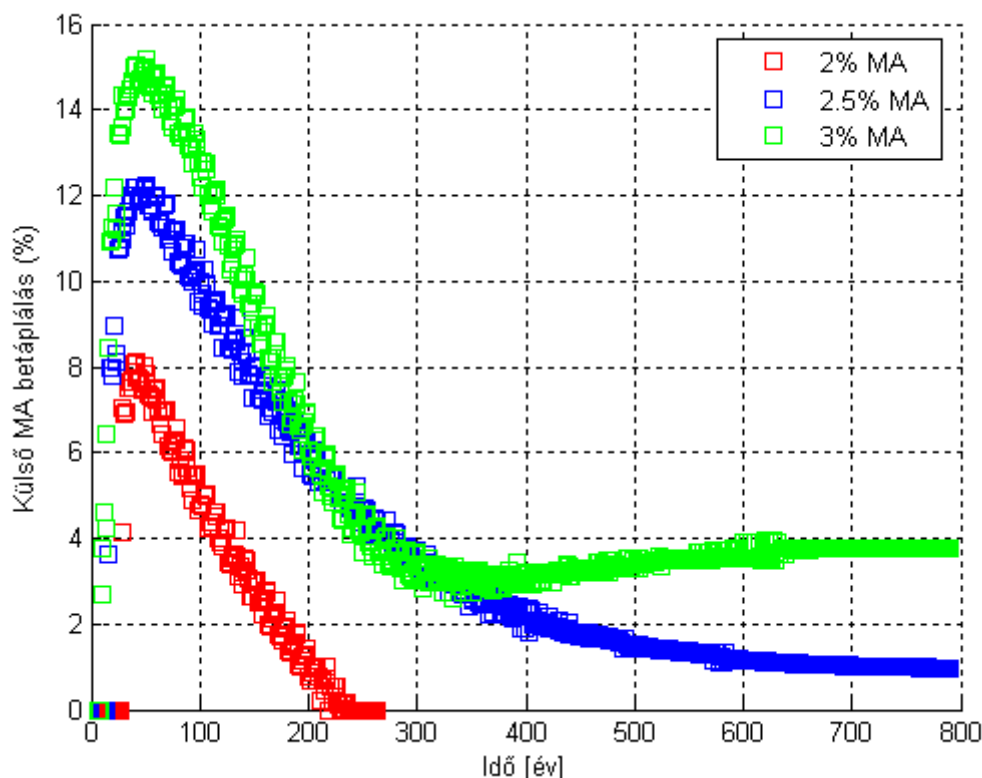
5.2. ábra: A másodlagosaktinida-tartalom egyensúlyi elemösszetétele a második visszatáplálási stratégia mellett



5.3. ábra: Az amerícium egyensúlyi izotóp-összetétele a második visszatáplálási stratégia mellett



5.4. ábra: A kúrium egyensúlyi izotóp-összetétele a második visszatáplálási stratégia mellett



5.5. ábra: A külső másodlagosaktinida-betáplálás alakulása különböző MA tartalmak esetén

5.3.2. Az üzemanyag felhasználásának hatásfoka

A nukleáris üzemanyag felhasználásának hatásfokát az ún. üzemanyag-hasznosítási hatásfokkal szokás jellemezni, amely megadja, hogy az egységnyi tömegű természetes uránból kinyert energia hányadrésze az elméletileg kinyerhető maximális energiának:

$$\eta = \frac{1 \text{ kg természetes uránból kinyert energia}}{1 \text{ kg természetes uránból elméletileg kinyerhető energia}} \quad (5.2)$$

A fent bemutatott üzemanyagciklus-modell keretein belül ez a következő formában határozható meg:

$$\eta = \frac{E_{\text{GFR}} + E_{\text{LWR}}}{m_U \cdot Q} \quad (5.3)$$

E_{GFR} a GFR reaktorok által megtermelt összes termikus energia [MWnap], Q az 1 kg természetes uránból elméletileg kinyerhető energia (1000 MWnap/kgU), m_U a rendszer által elfogyasztott természetes U mennyisége [kg] és E_{LWR} az LWR reaktorok által megtermelt összenergia, mely a következőképpen számolható:

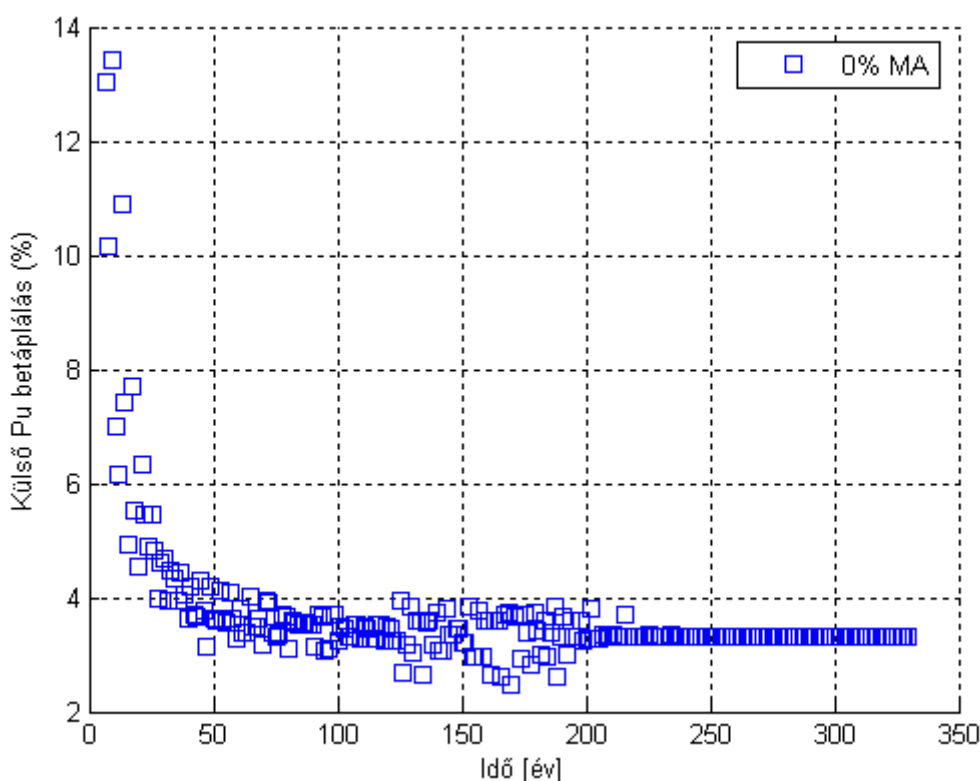
$$E_{\text{LWR}} = m_{\text{Pu}} \cdot M_{\text{U/Pu}} \cdot Q_{\text{LWR}} \quad (5.4)$$

ahol m_{Pu} a GFR-ek által elfogyasztott külső Pu betáplálás, $M_{\text{U/Pu}}$ az 1 kg tömegű plutónium LWR-ben történő előállításához felhasznált természetes urán mennyisége és Q_{LWR} a könnyűvízes reaktorokból kivett üzemanyag átlagos kiégetettsége (33 MWnap/kgU).

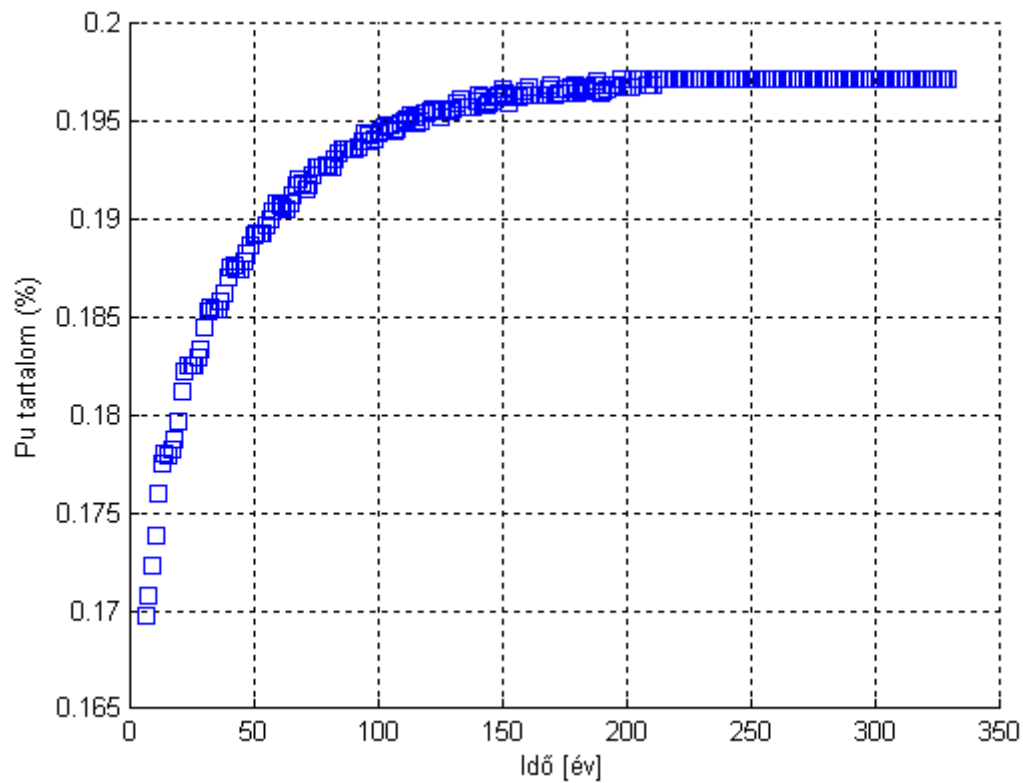
Az üzemanyag-hasznosítás vizsgálata során elsőként a másodlagosaktinida-visszatáplálást nélkülöző, „0% MA” stratégia alkalmazásával végeztem számításokat. Az 5.6. ábrán a külső Pu betáplálás aránya alakulása látható az eltelt ciklusidő függvényében. A grafiknról leolvasható, hogy a kívülről betáplált plutónium aránya a teljes betáplált mennyiség alig több mint 3%-ánál stabilizálódik, tehát a reaktor közel áll az öntenyésztéshez. A kezdeti nagyobb külső betáplálás oka megfigyelhető az 5.7. ábrán, ahol a zóna teljes plutóniumtartalma látható az eltelt idő függvényében. Látható, hogy a 15,5%-os Pu tartalom a ciklus végére több mint 19%-ra növekszik. Ennek oka a plutóniumösszetétel romlása: a ^{239}Pu -ból neutronbefogással keletkező ^{240}Pu felszaporodik, miközben a hasadóképes ^{241}Pu izotóp aránya folyamatosan csökken (5.8. ábra), ami tipikus jelenség gyorsreaktorok esetében. A kezdeti és egyensúlyi plutónium-összetétel a XII. táblázatban látható.

XII. táblázat: Plutóniumösszetétel alakulása a „0% MA” stratégia során

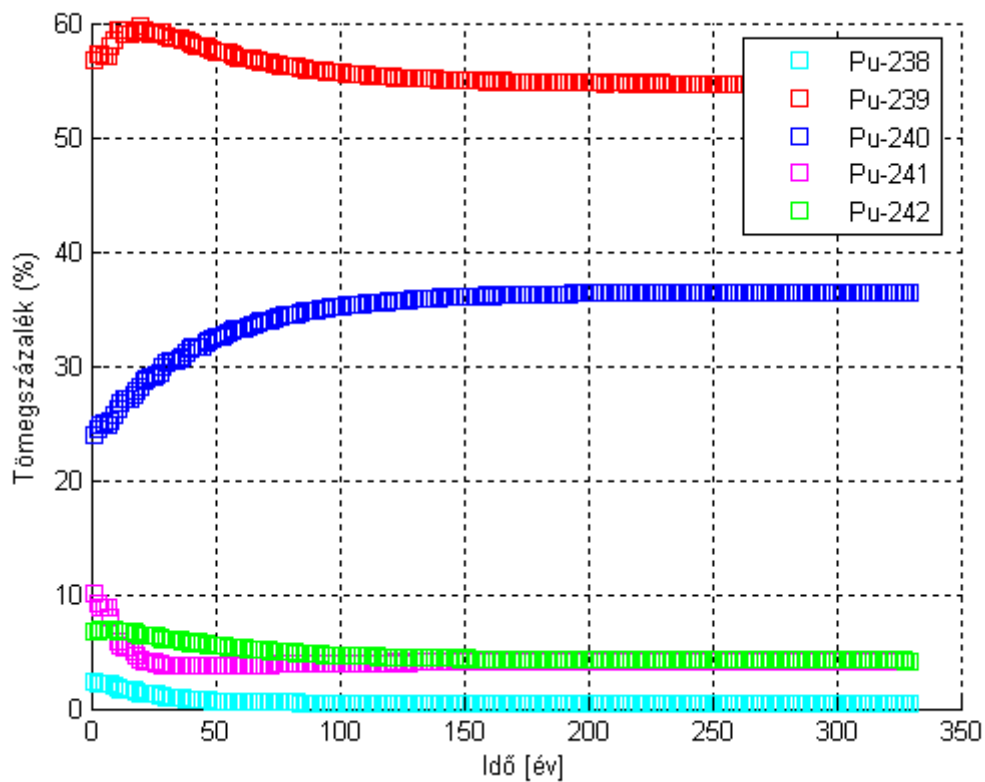
Pu izotóp	Kezdeti összetétel (%)	Egyensúlyi összetétel (%)
^{238}Pu	2,3785	0,4926
^{239}Pu	56,6768	54,6930
^{240}Pu	23,9827	36,4931
^{241}Pu	10,1577	4,1206
^{242}Pu	6,8041	4,2005



5.6. ábra: Külső Pu betáplálás alakulása a „0% MA” stratégia esetén



5.7. ábra: A zóna Pu tartalmának alakulása a „0% MA” stratégia esetén

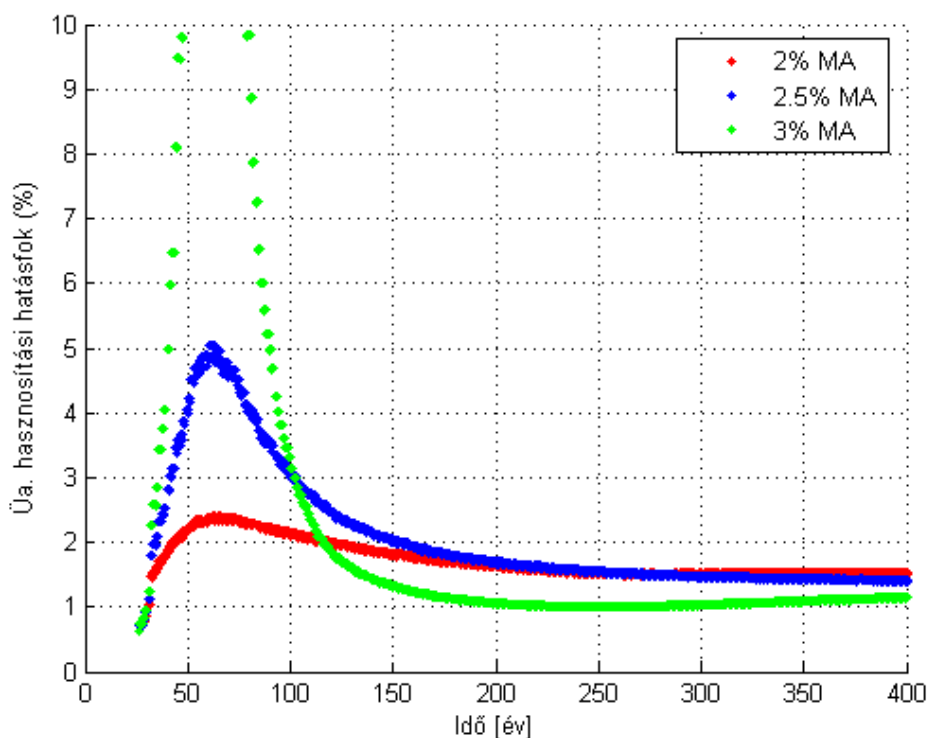


5.8. ábra: A zóna Pu tartalmának alakulása a „0% MA” stratégia esetén

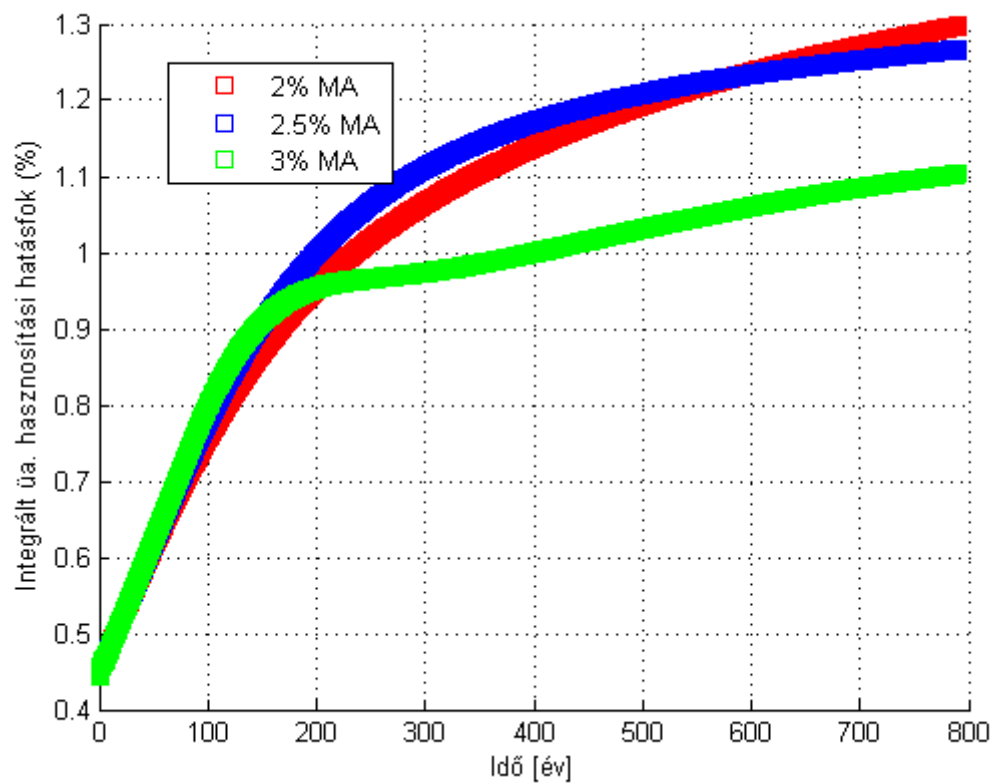
A továbbiakban az üzemanyag felhasználásának hatásfokát vizsgáltam a különböző állandó másodlagosaktinida-visszatáplálási stratégiák mellett („2% MA stratégia”, „2,5% MA stratégia” és „3% MA stratégia”). Az 5.9. ábrán az (5.2) összefüggéssel definiált üzemanyag-hasznosítási hatásfok időfüggése látható a három visszatáplálás esetén. A kapott eredmények azt mutatják, hogy rövidtávon a nagyobb MA betáplálás növelni képes a felhasználási hatásfokot, mely a „3% MA” stratégia esetén rövid időre közel 80% körüli értéket vesz fel. Az 5.10. ábrán látható, teljes időtartamra integrált hatásfok értéke azonban jóval kisebb, és csökken a másodlagosaktinida-tartalom növelésével. Ezt az okozza, hogy az azonos kezdeti reaktivitás eléréséhez nagyobb MA tartalom esetén magasabb külső plutóniumbetáplálás szükséges (5.11. ábra), emiatt a rendszerben az alacsony hatásfokkal rendelkező LWR reaktorok teljesítményaránya magasabb lesz. A különböző visszatáplálási stratégiák esetén kapott eredményeket a XIII. táblázatban foglaltam össze. Látható, hogy a legnagyobb hasznosítási hatásfokkal a másodlagosaktinida-visszatáplálás nélküli stratégia rendelkezik, viszont a transzmutáció szempontjából ez a legkedvezőtlenebb. Az „3% MA” stratégia épp ennek ellenkezője, ez rendelkezik a legalacsonyabb hatásfokkal, viszont a vizsgált stratégiák közül ez volt a legkedvezőbb a transzmutáció szempontjából. Az optimális stratégia kiválasztásához tehát több szempont szerint is mérlegelni kell, illetve a kérdés eldöntése számos további vizsgálatot tesz szükségessé.

XIII. táblázat: Az üzemanyag-hasznosítással kapcsolatos eredmények összefoglalása

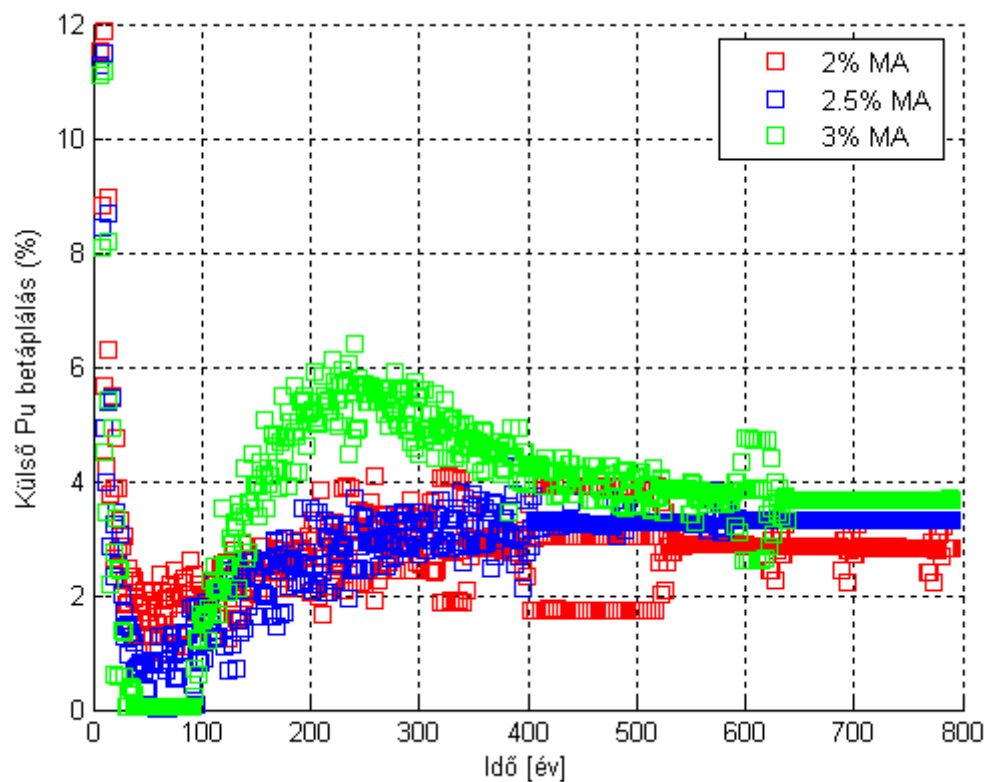
Stratégia	Üa. hasznosítási hatásfok (%)	Külső Pu betáplálás (%)	LWR hányad (%)
0% MA	1,39	3,30	31,85
saját MA	1,35	3,38	32,89
2% MA	1,37	3,31	32,13
2,5% MA	1,27	3,68	32,37
3% MA	1,10	3,89	34,93



5.9. ábra: Az üzemanyag-hasznosítási hatásfok alakulása különböző MA visszatáplálás esetén



5.10. ábra: A teljes időtartamra integrált üzemanyag-hasznosítási hatásfok alakulása különböző MA visszatáplálás esetén



5.11. ábra: A külső Pu betáplálás alakulása a különböző MA visszatáplálások esetén

6. Továbblépési lehetőségek

A következő fejezet azzal foglalkozik, hogy a meglévő számítási modellt milyen módon lehetne még optimalizálni, illetve milyen lehetőségek adódnak a további fejlesztésre. Az első alfejezetben egy olyan, egyelőre fejlesztés alatt álló módszert mutatok be, amivel akár két nagyságrenddel gyorsabban meg lehet határozni a kiégett üzemanyag összetételét, mint a jelenlegi, továbbfejlesztett modellel. A második alfejezetben a modellben vizsgált izotópok körének kibővítéséről lesz szó, olyan, a kúriumnál magasabb rendszámú elemek figyelembevételéről, melyek esetlegesen még játszhatnak nem elhanyagolható mértékű szerepet a másodlagos aktinidák mennyiségének változásában.

6.1. A kiégett üzemanyag-összetétel meghatározása egyetlen lépésben

Az egyszerűsített számítási modell időigényének legnagyobb részét a Bateman-egyenletrendszer numerikus megoldása teszi ki. Egy három kampányból álló ciklus végigszámolása az átrakással és a kivett üzemanyag hűtés utáni összetételének meghatározásával jelenleg körülbelül 3 percet vesz igénybe. Mivel az üzemanyagciklus-számítás időigénye egyenesen arányos a ciklusok számával, ezért nagyszámú ciklus esetén már számottevő ideig, akár több órán keresztül tarthat egy-egy számítás véghezvitele. Az arányosság következménye viszont az is, hogy a kampányok számolásához szükséges idő nagyarányú csökkentése a teljes üzemanyag-ciklus szimulációját is drasztikusan felgyorsíthatja.

Az egyszerűsített számítási modell meglátta lehetőséget teremt arra, hogy belátható időn belül több ezer, különböző kezdeti összetételből kiinduló kiégést lehessen szimulálni. Ha sikerülne valamilyen közvetlen kapcsolatot teremteni a kezdeti és a kiégés során létrejött összetétel között, akkor egyetlen lépésben meg lehetne határozni a kiégett üzemanyag összetételét, ami jelentősen megnövelné a számítás sebességét. A következőkben ennek két lehetséges megvalósítását bemutatom be, egy legkisebb négyzetek illesztésen alapuló regressziós eljárást, valamint egy sokdimenziós interpolációs módszert.

6.1.1. Regressziós módszer

Mivel a betöltött és a kiégett üzemanyag összetétele között egy-egyértelmű megfeleltetés van, ezért a hatáskeresztmetszeteken végzett regressziós számítások mintájára ezek között is lehetséges valamilyen függvénykapcsolat felállítása. Ehhez nagy mennyiségű kiégésszámítás meglátára van szükség, melyek megfelelően sűrűn lefedik az illesztési tartományt. Egy ilyen adatsor előállításában nehézséget jelent az, hogy a zóna egy adott töltetének kiégett üzemanyag-összetételét nem csak a töltet saját, hanem a zóna átlagos összetétele is befolyásolja. Emiatt nem elegendő 39 paraméter (a töltet összetétele) értékét véletlenszerűen megválasztani, hanem ezeket párhuzamosan kell változtatni a zóna átlagos összetételével, ami összesen 78 független változót jelent. A hatáskeresztmetszetek illesztéséhez előállított adatsor mintájára 10000 darab, véletlenszerűen megválasztott kezdeti összetételhez számoltam ki a kiégett üzemanyag izotóp-összetételét. Az adatpontok egyenletes sűrűséggel lettek sorsolva a töltet és a zóna átlagos összetételében egyaránt.

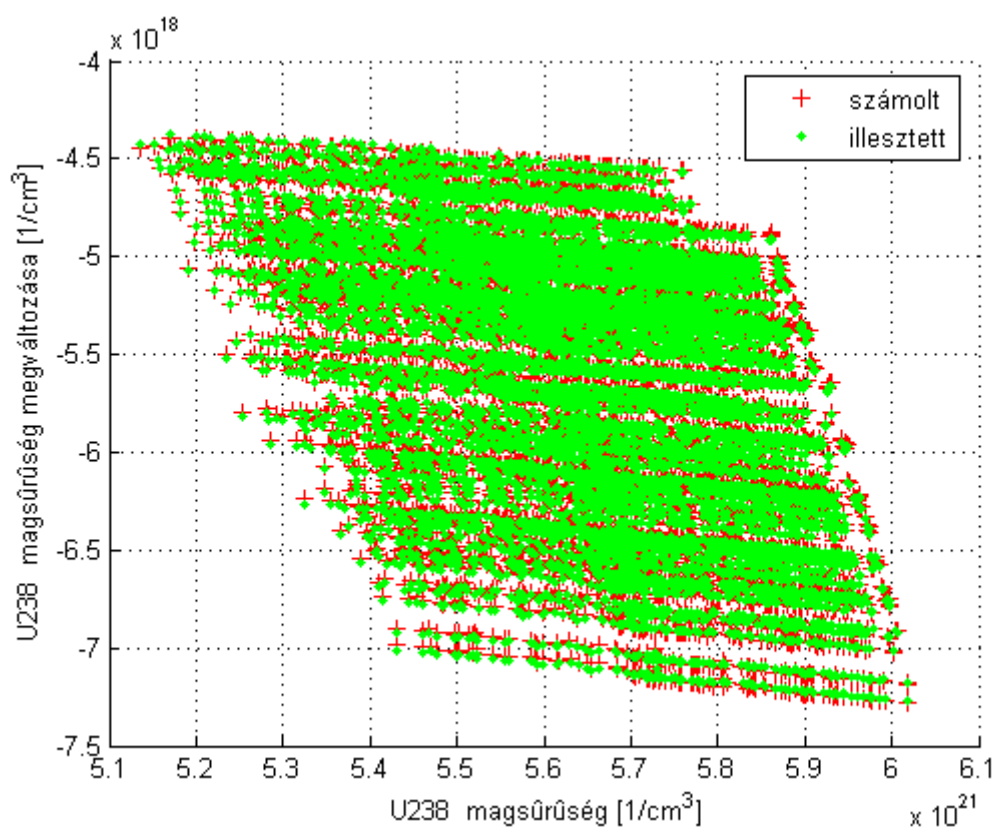
A kapott adatpontokra ez esetben is polinom alakú függvényt illesztettem. A vizsgálatok azt mutatták, hogy a másodfokú polinom itt is megfelelő pontossággal leírja a problémát, viszont a hatáskeresztmetszetekkel ellentétben itt minden, a modellben benne foglalt izotópot figyelembe kell venni a regresszió során. Ez a lineáris és négyzetes tagokkal, valamint a

kéttagú vegyesszorzatokkal együtt ez 1640 együtthatót jelentene. Ennyi együtthatót numerikusan nehéz kezelni, ezért a vegyesszorzatokban csak a hatáskeresztmetszeteket jelentősen befolyásoló nuklidokat vettem figyelembe, mellyel az együtthatók száma 367-re csökkent. A függvényillesztést a 4. fejezetben részletezett SVD mátrixfelbontáson alapuló pszeudoinverz számításával végeztem.

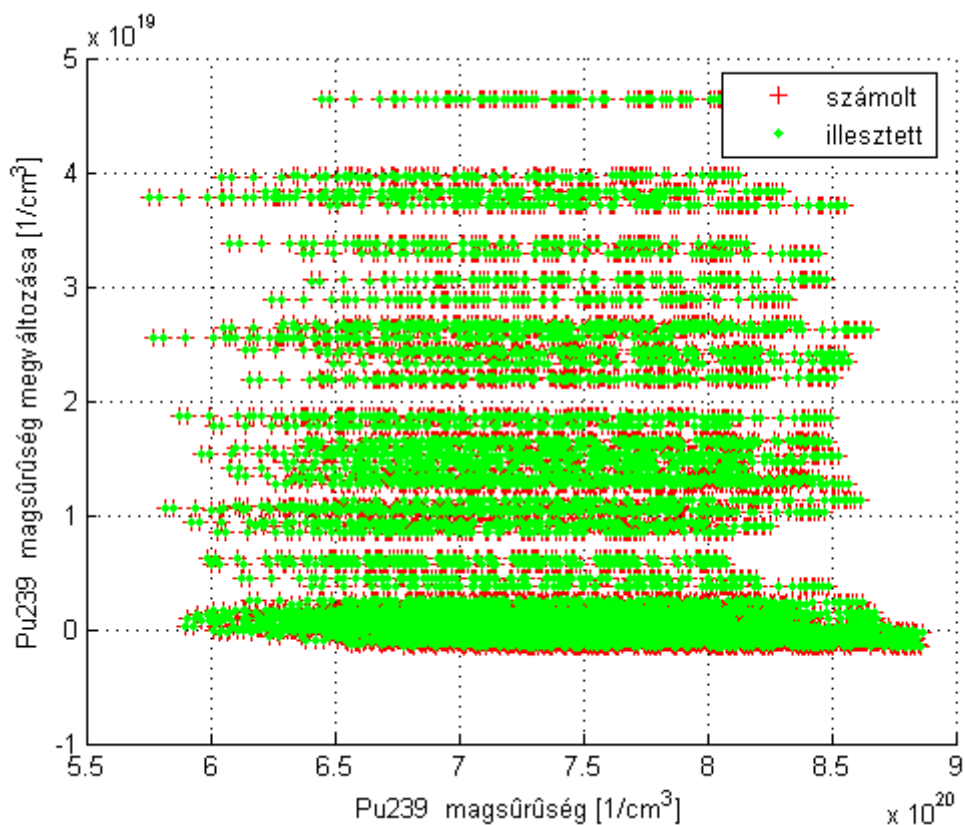
Néhány fontosabb izotópra történő illesztés eredménye látható a 6.1-6.3. ábrákon, a hozzájuk tartozó relatív hiba és korrigált R^2 értékek a XIV. táblázatban találhatóak. Az ábrákról leolvasható, hogy a módszer viszonylag pontosan képes visszaadni az egyszerűsített számítási modell által szolgáltatott eredményeket, de néhány izotóp esetében kérdéses, hogy az elért pontosság elegendő-e a módszer üzemanyagciklus-modellben történő alkalmazásához. Ennek a kérdésnek az eldöntéséhez részletes vizsgálatok szükségesek, továbbá az adatsor, valamint az illesztési paraméterek körének változtatásával a regresszió minél nagyobb pontosságát kell elérni. Az eddigi eredmények biztatóak, a kiégett üzemanyag összetétele pedig ezzel a módszerrel akár pár század másodperc alatt meghatározható.

XIV. táblázat: Néhány fontosabb izotóp magassűrűségének megváltozására történő illesztés eredménye

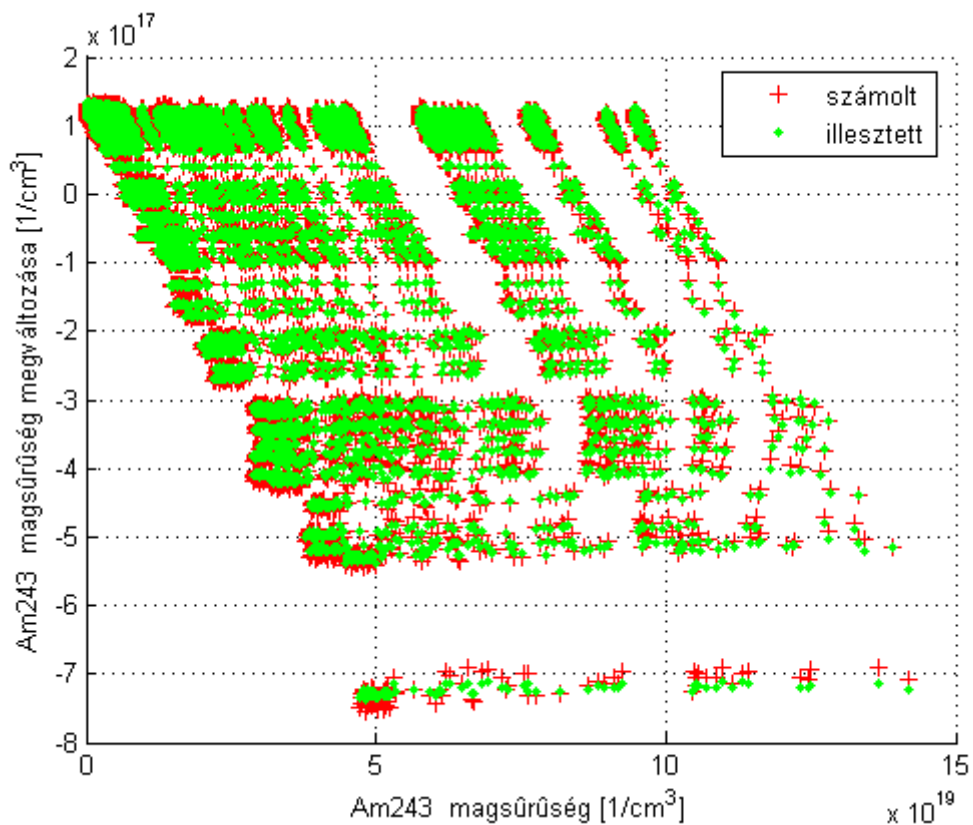
Izotóp	Relatív RMSE (%)	Korrigált R^2
^{238}U	0,12691	0,99989
^{239}Pu	0,07478	1,00000
^{243}Am	9,55009	0,99975



6.1. ábra: ^{238}U magassűrűségének megváltozása a kiégés során, a számolt és illesztett eredmények összevetése



6.2. ábra: ^{239}Pu magssűrűségének megváltozása a kiégés során, a számolt és illesztett eredmények összevetése



6.3. ábra: ^{243}Am magssűrűségének megváltozása a kiégés során, a számolt és illesztett eredmények összevetése

6.1.2. Interpolációs módszer

A kiégett üzemanyag összetétele elegendően nagyszámú kiégésszámítás birtokában sokdimenziós interpoláció segítségével is meghatározható. Jelölje $\underline{N}^*$ a kiégett üzemanyag-összetétel magsűrűségeiből összeállított vektort, $\underline{N}$ pedig a betöltött üzemanyag összetételét. Ekkor az i -edik izotóp N_i^* magsűrűségét a kiégett üzemanyagban az alábbi alakú többdimenziós függvény írja le:

$$N_i^* = f_i(\underline{N}) \quad (6.1)$$

ahol $f_i: \mathbb{R}^{39} \rightarrow \mathbb{R}$. A sokdimenziós térben nem ekvidisztáns módon elosztott adatpontokra is alkalmazható az ún. inverz távolság módszer (inverse distance weighting – IDW). Ennek Shepard-féle változata az egyes adatpontokat a távolságuk reciprokának valamilyen p -edik hatványával súlyozza, vagyis az interpoláció eredménye egy $\underline{N}_0$ bemenő összetételre a következő [6]:

$$N_{0,i}^* = \sum_j \frac{\frac{1}{(d(\underline{N}_0, \underline{N}_j))^p} \cdot N_{j,i}^*}{\sum_k \frac{1}{(d(\underline{N}_0, \underline{N}_k))^p}} \quad (6.2)$$

ahol $\underline{N}_j$ a j -edik betöltött üzemanyag, $\underline{N}_j^*$ a j -edik kiégett üzemanyag összetétele, $d(\underline{N}_0, \underline{N}_j)$ pedig a két pont távolsága L_2 norma szerint:

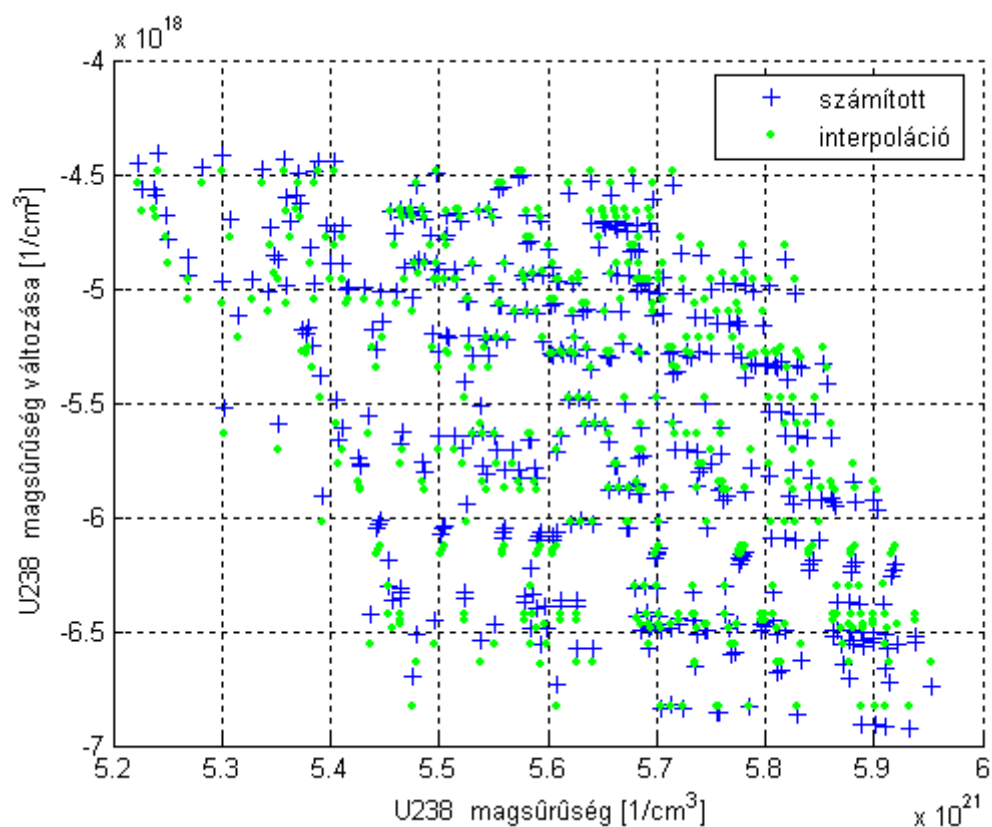
$$d(\underline{N}_0, \underline{N}_j) = \|\underline{N}_0 - \underline{N}_j\|_2 \quad (6.3)$$

Az interpolációt a regressziós módszer számára előállított adatsoron teszteltem ötszáz pont esetére, melyeket eltávolítottam az adatsorból, és a hozzájuk tartozó kiégett összetételeket az imént részletezett módon számoltam. A kapott eredmények a 6.4.-6.6. ábrán láthatóak, a hozzájuk tartozó relatív hiba és korrigált R^2 értékek a XV. táblázatban találhatóak. A módszer - mely valójában egy súlyozott lineáris interpoláció – körülbelül egy nagyságrenddel lassabb, viszont előnye a regressziós módszerrel szemben, hogy alkalmazása során nem jelent problémát a leíró izotópok magas száma, így lehetségessé válik minden, a modellben foglalt nuklid figyelembevétele.

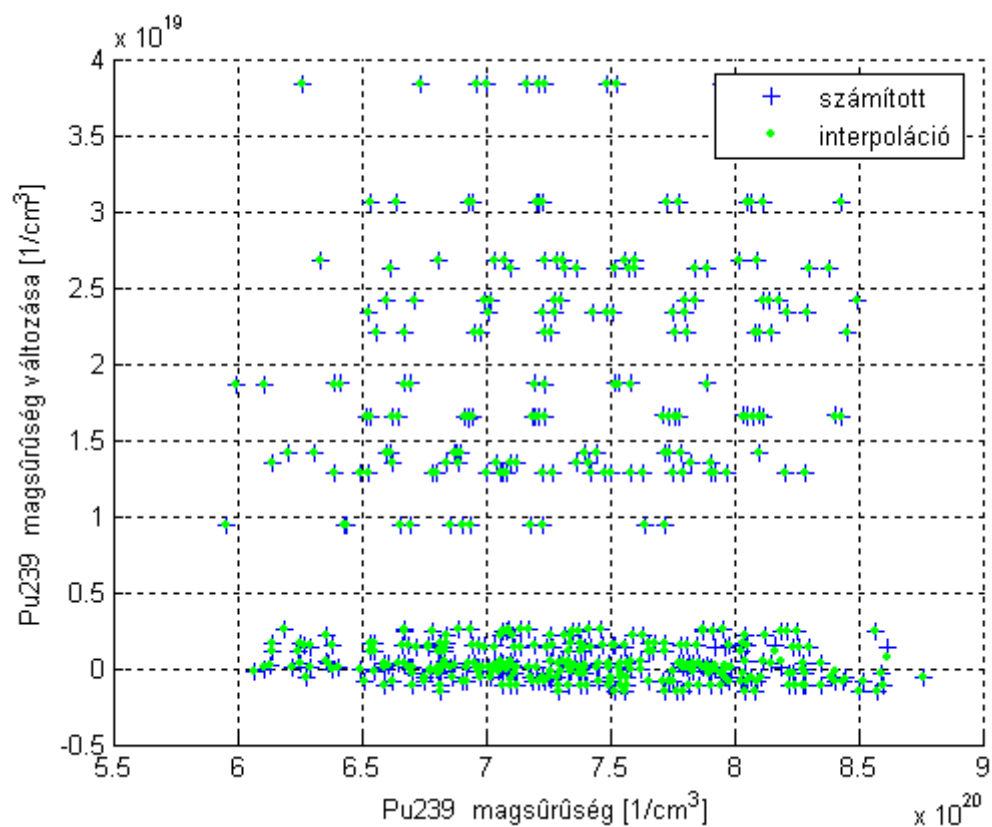
Az interpolációs módszer tovább pontosítható, illetve időigénye csökkenthető, ha az interpoláció során csak a vizsgált összetétel körüli pontokat vesszük figyelembe. Ennek megvalósítása, valamint a módszer üzemanyagciklus-modellben történő alkalmazhatósága még további vizsgálat tárgyát képezi.

XV. táblázat: Néhány fontosabb izotóp magsűrűségének megváltozására történő interpoláció eredménye

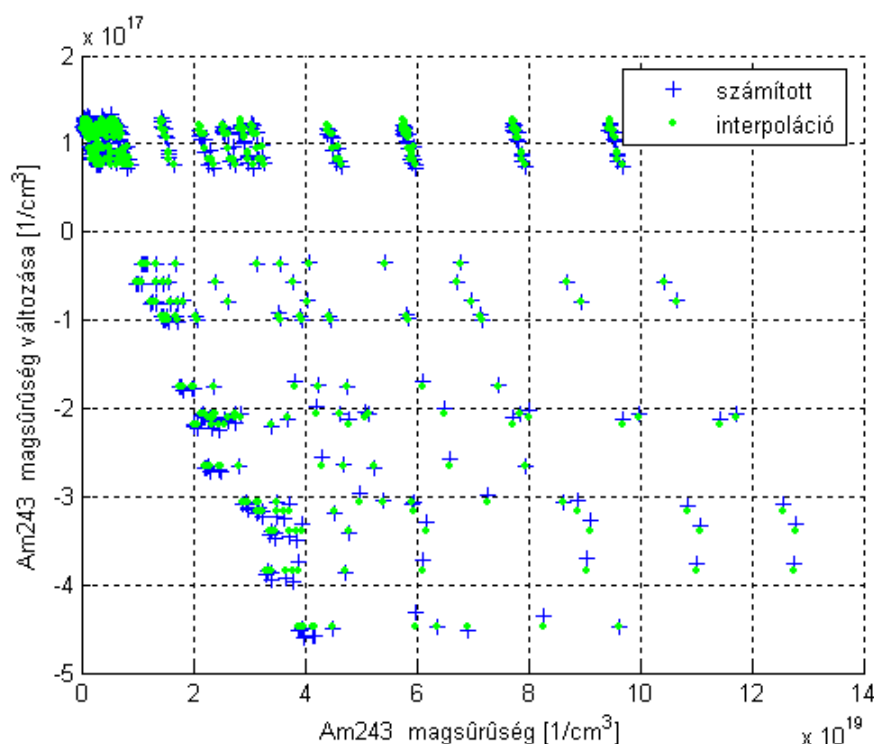
Izotóp	Relatív RMSE (%)	Korrigált R^2
^{238}U	2,71343	0,89134
^{239}Pu	0,12931	0,99833
^{243}Am	1,98544	0,97643



6.4. ábra: ^{238}U magsűrűségének megváltozása a kiégés során, a számolt és interpolált eredmények összevetése



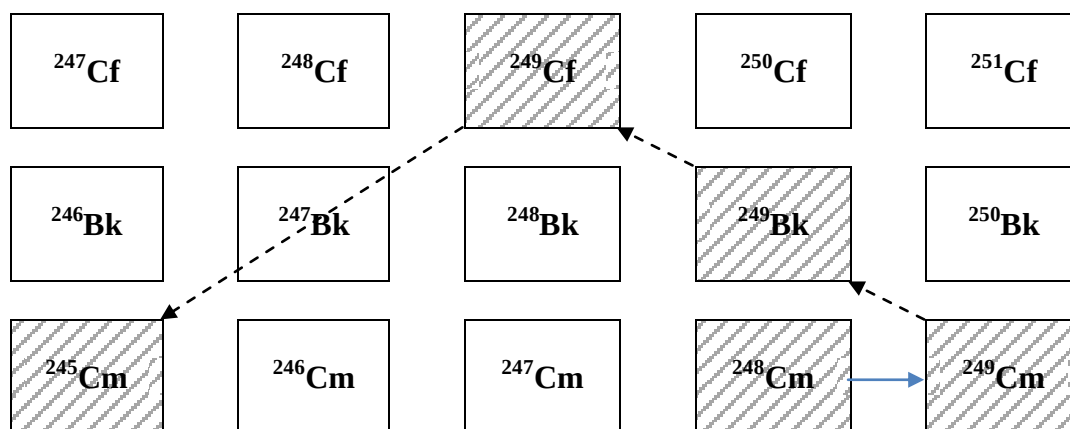
6.5. ábra: ^{239}Pu magsűrűségének megváltozása a kiégés során, a számolt és interpolált eredmények összevetése



6.6. ábra: ^{243}Am magassűrűségének megváltozása a kiégés során, a számolt és interpolált eredmények összevetése

6.2. A modellben foglalt izotópok körének kibővítése

A jelenlegi modell nem kíséri figyelemmel a kúriumnál magasabb rendszámú izotópok mennyiségének változását, mivel azok mennyisége gyakorlatilag elhanyagolható. Az MA visszatáplálás következtében kialakuló magas kúrium koncentráció azonban szükségessé teszi annak megvizsgálását, hogy ez a közelítés fenntartható-e. Előfordulhat olyan eset, hogy meghatározott magreakciók és bomlások sorozata magasabb rendszámú elemeken keresztül ismét visszavezet a modellben foglalt valamely nuklidhoz. Tekintsük például a ^{248}Cm (n, γ) reakcióját, amelynek terméke a 64,15 perc felezési idejű ^{249}Cm izotóp. Ennek béta-negatív bomlása során ^{249}Bk jön létre, amely 330 nap felezési idejű újabb negatív béta-bomlással ^{249}Cf -má alakul. A ^{249}Cf izotóp α -bomló, és 351,2 év felezési idővel ^{245}Cm -má bomlik, ami már ismét a modell által figyelembe vett nuklidok közé tartozik. Az ilyen és ehhez hasonló magátalakulási láncok hatásának vizsgálatához kvantitatív elemzések szükségesek. Az imént tárgyalt átalakulási séma a 6.7. ábrán látható.



6.7. ábra: $^{248}\text{Cm} \rightarrow ^{245}\text{Cm}$ magátalakulási séma

7. Összefoglalás

A dolgozat célja egy Bsc. szakdolgozat („Gázhűtésű gyorsreaktorokat tartalmazó nukleáris üzemanyag-ciklus matematikai modelljének fejlesztése”) keretein belül létrehozott egyszerűsített számítási modell továbbfejlesztése, valamint a továbbfejlesztett modell segítségével egy realisztikusabb, LWR és GFR reaktorokat tartalmazó üzemanyagciklus-modell megalkotása volt.

A közelítő kiégésmo­dell továbbfejlesztéséhez rendelkezésre álltak a GFR2400 reaktorra a SCALE kódrendszerrel végzett, a teljes zóna modellt figyelembe vevő transzportszámítások eredményei. Az üzemanyag-összetétel időbeli megváltozására felírt Bateman-egyenletekben szereplő egycsoportos hatáskeresztmetszeteket a zónaszámítások eredményeként kapott reakciósebességekből és régiófluxusokból homogenizációval állítottam elő. Ehhez egy olyan súlyozást használtam, amely segítségével előállított mennyiségeket a reakciósebességek egyenletébe behelyettesítve matematikailag ekvivalens összefüggést kapunk.

A homogenizált hatáskeresztmetszetek, valamint a zónaszámítások eredményeképpen kapott k_{eff} értékek összetételtől való függését regressziós számításokkal határoztam meg. Ennek során a hatáskeresztmetszetekre, a k_{eff} -re, valamint a külső és belső régiók fluxusainak arányára a mag­­sűrűség analitikus függvényeit illesztettem. A közelítő számítás sebességének növelése érdekében a hatáskeresztmetszetek illesztése során figyelembe vett izotópok körét lépésenkénti regresszió segítségével, a pontosságot szem előtt tartva a lehető legszűkebbnek választottam meg. Az illesztés jó­ságát jellemző paraméterek kiszámításával, valamint grafikus ábrázolással meggyőződtem róla, hogy az illesztett függvények nagy pontossággal leírják a vizsgált mennyiségeket. A modellben foglalt izotópok és magátalakulások kisebb mértékű változtatásával tovább csökkentettem a számítás időigényét.

A továbbfejlesztett számítás segítségével egy realisztikusabb, LWR és GFR reaktorokat, átmeneti tárolókat és reprocesszáló üze­met is tartalmazó üzemanyagciklus-modellt állítottam fel. A k_{eff} -re történő függvényillesztés eredményét felhasználva nyomonkövettem a három töltettel üze­melő GFR-ek reaktivitásának változását, melyet figyelembe vettem a betöltések során. Az így kialakított modell segítségével különböző másodlagosaktinida-visszatáplálást feltételező stratégiák esetén vizsgáltam a másodlagos aktinidák transzmutációjának mértékét, valamint a nukleáris üzemanyag felhasználásának hatásfokát.

A GFR zónájában külső másodlagosaktinida-betáplálás nélkül, nagyszámú újratöltési ciklus elvégzése után egy egyensúlyi másodlagos aktinida koncentráció alakul ki. A vizsgálatok megmutatták, hogy ennél az egyensúlyi koncentrációnál nagyobb másodlagosaktinida-betáplálás esetén a reaktor képes elhasítani a kívülről jövő MA mennyiséget. A kapott eredmények rámutattak arra is, hogy a betöltések során állandó 3%-os MA koncentrációt fenntartva a teljes, LWR-ekből és GFR-ekből álló rendszer képes számottevő külső másodlagos aktinida mennyiséget fogyasztani. Ez egyben azt is jelenti, hogy létrehozható olyan szimbiotikus atomenergia-rendszer, ahol a dúsított urán felhasználásával az LWR reaktorok megtermelik a GFR-ek számára szükséges plutónium mennyiséget, miközben a GFR-ek elhasítják az LWR-ek által megtermelt másodlagos aktinidákat. A rendszer MA kibocsátása ekkor leredukálódik a partíciónálás során bekövetkező veszteségre.

A nukleáris üzemanyag felhasználásának hatásfokát az ún. üzemanyag-hasznosítási hatásfok különböző visszatáplálási stratégiák esetén számolt értéke alapján vizsgáltam. A

számítások eredményei igazolták, hogy a GFR közel öntenyésztő, és a működéséhez szükséges plutóniumbetáplálás csupán kis hányada az indításhoz szükséges mennyiségnek. Bebizonyosodott, hogy a vizsgált szimbiotikus rendszer 3-4-szer nagyobb hatásfokkal képes hasznosítani a nukleáris üzemanyagot, mint a nyitott üzemanyag-ciklussal üzemelő termikus reaktorok. A növekedés GFR-ek plutóniumbetáplálását biztosító nagy LWR hányad miatt nem éri el az egy nagyságrendet. Érdeemes megemlíteni, hogy a másodlagos aktinidák nagyobb arányú betáplálása rövidtávon növeli a hasznosítási hatásfokot, de a hozzá tartozó magasabb plutóniumtartalom miatt alacsonyabb egyensúlyi értéket eredményez.

Az üzemanyag-ciklus vizsgálata után végül továbblépési lehetőségként két olyan számítási módszert mutattam be, melyek segítségével jelentősen gyorsabban, egyetlen lépésben meg lehet határozni a kiégett üzemanyag összetételét. Az egyik egy függvényillesztésen alapuló módszer, a másik pedig egy sokdimenziós interpolációs eljárás. A jelenlegi egyszerűsített kiégésszámítás segítségével nagyszámú kezdeti összetételhez meghatároztam a kiégett üzemanyag összetételét, és az ily módon létrejött adatsoron vizsgáltam a számítások pontosságát és időigényét. Ennek során arra a következtetésre jutottam, hogy a két módszer a jelenlegi modellnél gyorsabban és viszonylag pontosan képes visszaadni számos izotóp mennyiségének megváltozását, de az üzemanyagciklus-modellben történő alkalmazhatóságuk további vizsgálatokat igényel.

A jelen munka keretein belül létrehozott modellek a gázhűtésű gyorsreaktorokra fókuszálnak, de elegendő számú zónaszámítás rendelkezésre állása esetén könnyen adaptálhatók más reaktortípusokra is.

Köszönetnyilvánítás

Ezúton szeretném kifejezni hálámat témavezetőmnek, Szieberth Máténak, aki rengeteg segítséget és útmutatást nyújtott, mind a dolgozat elkészítésében, mind a hozzá tartozó munka elvégzésében.

Köszönetet szeretnék mondani továbbá dr. Reiss Tibornak, aki a GFR2400 reaktor SCALE zónaszámításainak elvégzésével hozzájárult a modell továbbfejlesztéséhez.

Irodalomjegyzék

- [1] Halász Máté Gergely: Gázhűtésű gyorsreaktorokat tartalmazó nukleáris üzemanyag-ciklus matematikai modelljének fejlesztése, Bsc. szakdolgozat, 2012, BME NTI
- [2] dr. Reiss Tibor: Cross-section preparation for fuel cycle calculations of the GFR-2400, 2012, BME NTI
- [3] M. Szieberth, M. Halász, S. Fehér, T. Reiss: Fuel cycle studies on minor actinide burning in Gas-cooled Fast Reactors, 12th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, 2012
- [4] [Penrose, Roger](#) (1955).: "A generalized inverse for matrices". [Proceedings of the Cambridge Philosophical Society](#) 51: 406–413.
- [5] Golub, Gene H.; Kahan, William (1965). "Calculating the singular values and pseudo-inverse of a matrix". *Journal of the Society for Industrial and Applied Mathematics: Series B, Numerical Analysis* 2 (2): 205–224., 1965
- [6] D. Shepard: A two-dimensional interpolation function for irregularly spaced data, *Proceedings of the 1968 ACM National Conference*. pp. 517–524., 1968
- [7] http://en.wikipedia.org/wiki/Root-mean-square_deviation
- [8] John O. Rawlings, Sastry G. Pantula, David A. Dickey: *Applied Regression Analysis: A Research Tool*, Second Edition, 1998, Springer
- [9] P. Richard, Y. Pénelieu, M. Zabiégo Reference GFR 2400 MWth core definition at start of GOFATR Deliverable D1.1-1, Commissariat à l’Energie Atomique, 26/03/2010