

Tórium üzemanyagú atomerőművek elterjedésének hatása a világ energiatermelésére

Dr. Csom Gyula, Dr. Reiss Tibor

Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem
Nukleáris Technikai Intézet

Tartalom

- Tórium-készletek
- Tórium tulajdonságai
- Történelmi áttekintés
- Tórium-ciklus előnyei, hátrányai
- Mai kutatás, fejlesztés
- Összefoglalás

Előfordulás 1.

URÁN

- 2-4 ppm (földkéreg)
- $4,5 \times 10^6$ tonna ($5,5 \times 10^6$ tonna) urán bányászható ki $<80\$/\text{kgU}$ -ért ($<130\$/\text{kgU}$)
- Prognosztizált források – $2,8 \times 10^6$ tonna
- Spekulatív források – $7,8 \times 10^6$ tonna
- Nem konvencionális források ($7\text{-}22 \times 10^6$ tonna)

TÓRIUM

- 6-10 ppm (földkéreg)
- OECD/NEA: $2,6 \times 10^6$ tonna ($1,4 \times 10^6$ tonna) tórium bányászható ki $<80\$/\text{kgTh}$ -ért
- USGS: $1,4 \times 10^6$ tonna tórium („reserves”)
- 3-4-szer gyakoribb, mint az urán, de nem bányásszák kereskedelmi mennyiségben

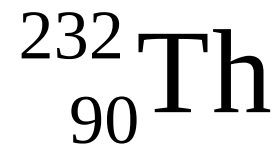
Előfordulás 2.

- Kis erőfeszítések a tórium-készletek felderítésére => pontatlan információk
- Egyetértés: India, Brazília, Kanada, USA, (Ausztrália) nagy készletekkel rendelkezik
- Leggyakoribb előfordulási forma: monacit, azaz (Ritkaföldfém/Th/U)PO₄
- Bányászat: egyszerűbb, mint uránnál (pl. ²²⁰Rn/²²²Rn felezési ideje 55,6 mp/3,82 nap; a monacitot külszíni fejtéssel bányásszák)

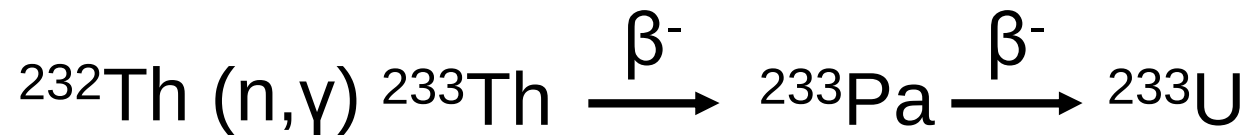
Előfordulás - Irodalom

- IAEA (2005), *Thorium fuel cycle – potential benefits and challenges*, IAEA-TECDOC-1450
- United States Geological Survey (2012), *Mineral Commodity Summaries – Thorium*
- OECD/NEA (2008), *Uranium 2007: Resources, production and demand*

Tórium tulajdonságai

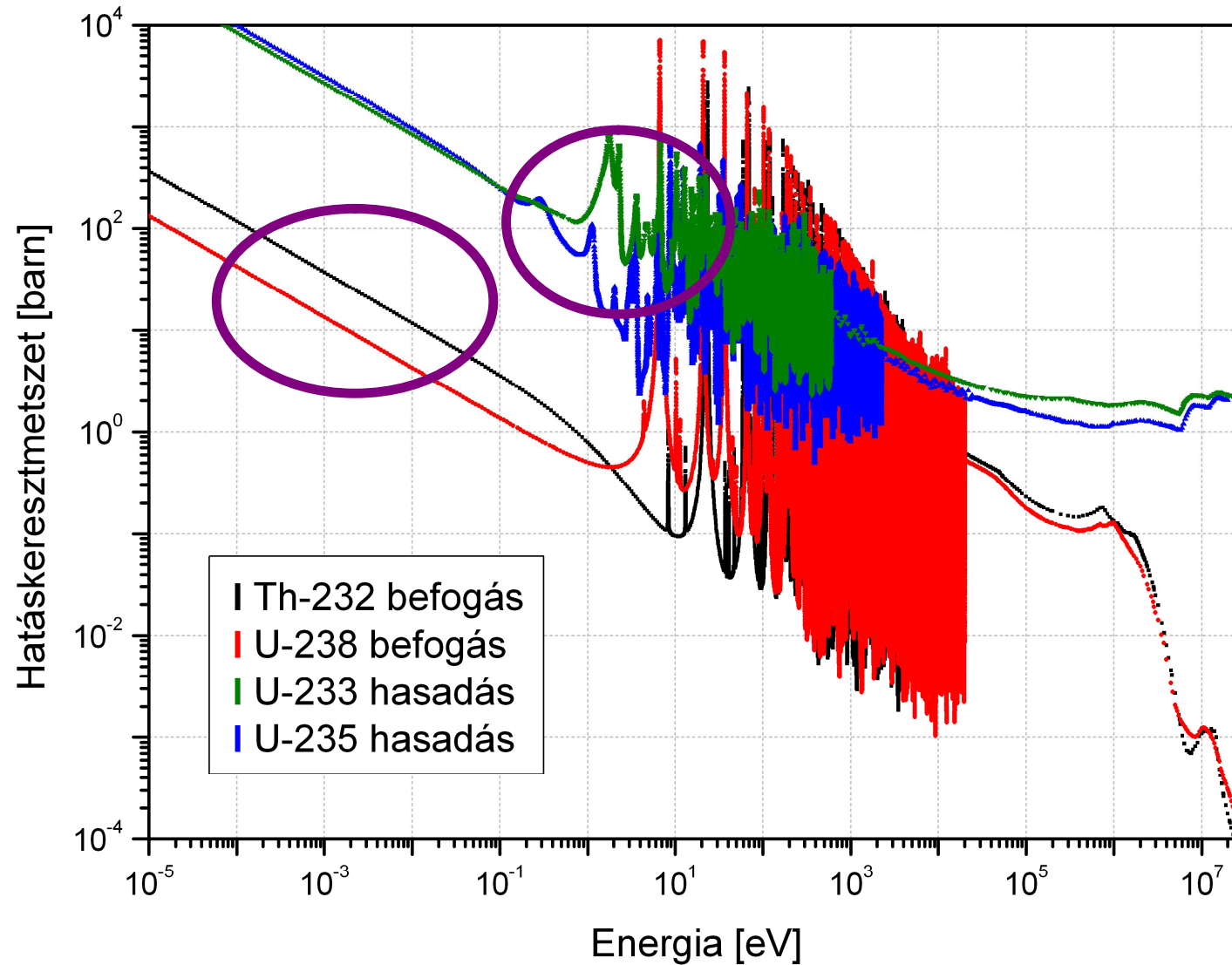


- Természetben előforduló egyetlen tórium izotóp
- Nem hasadóképes, de átalakítható hasadóképes ^{233}U izotóppá

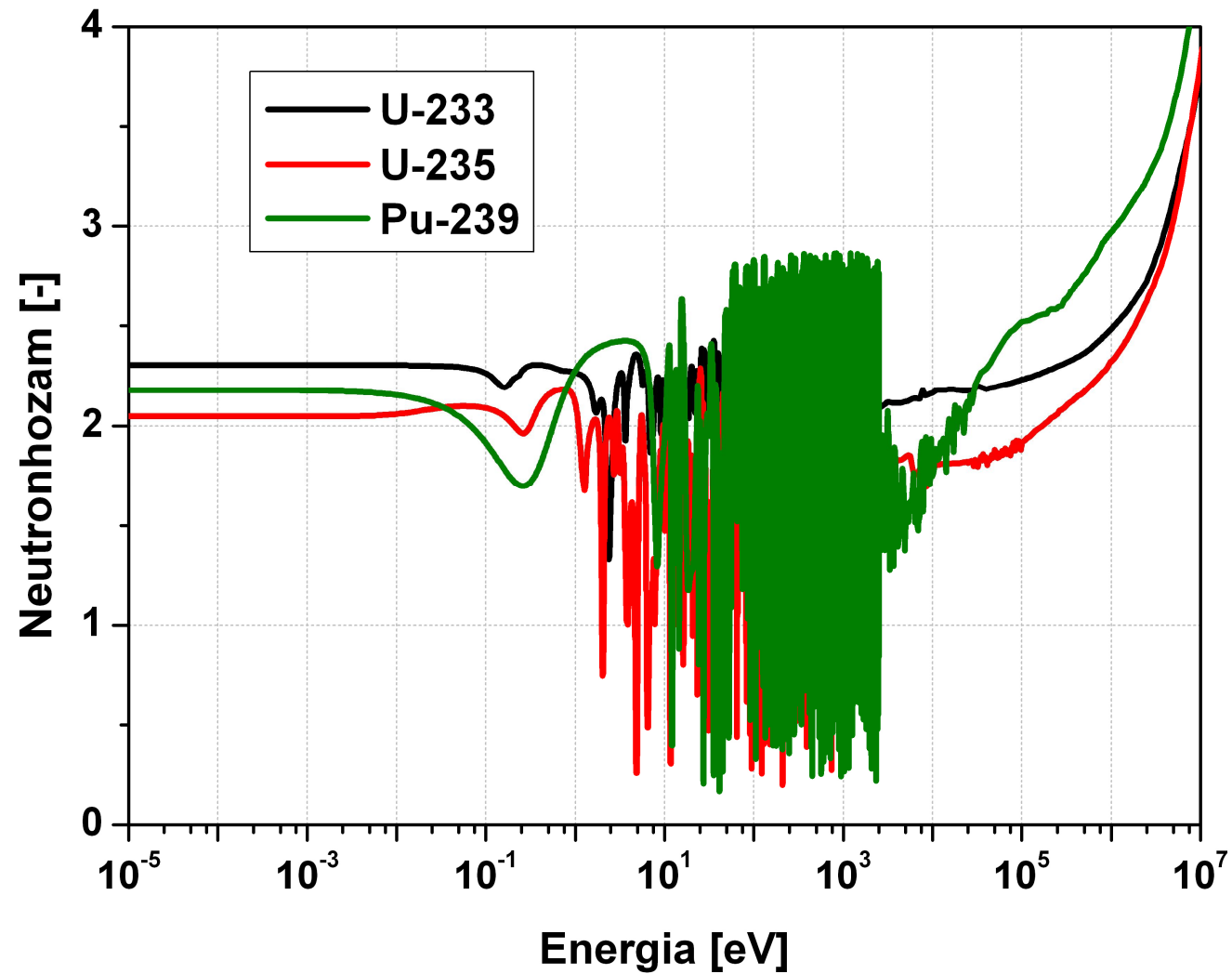


- Átalakítás gyors és termikus reaktorokban is megvalósítható önnfenntartó módon ($^{238}\text{U} \rightarrow \text{Pu}$ átalakítás önnfenntartó módon csak gyors reaktorban lehetséges)

Hatáskeresztmetszet



Neutronhozam



Adatok

		²³³ U	²³⁵ U	²³⁹ Pu
Jellemző termikus neutronspektrum	σ_f , barn	332	346	695
	σ_c , barn	32	59	350
	ν	2,48	2,44	2,87
	$\eta = \nu\sigma_f/\sigma_a$	2,26	2,08	1,91
Jellemző gyors neutronspektrum	σ_f , barn	2,79	1,81	1,76
	σ_c , barn	0,33	0,52	0,46
	ν	2,53	2,43	2,94
	$\eta = \nu\sigma_f/\sigma_a$	2,27	1,88	2,33

Történelmi áttekintés

Vízhűtésű reaktorok

BORAX-IV

- BORAX = Boiling Water Reactor Experiments
- 1956. december 3. – 1958. június
- 20 MW_t teljesítményű forralóvízes tesztreaktor tórium-urán-oxid keramikus üzemanyaggal
- Nagy számú sérült burkolattal rendelkező fűtőelemmel is volt üzem
- Tanulságok:
 - biztonságos üzemelés a burkolatsérülések ellenére
 - ilyen típusú üzemanyag magasabb hőmérsékleteket is elvisel és kevésbé reaktív vízzel a burkolat sérülése után
 - olcsóbb gyártás
 - magasabb kiégés érhető el
- http://web.archive.org/web/20041010101618/www.anlw.anl.gov/anlw_history/reactors/borax_iv.html

Elk River

- Forralóvizes (demonstrációs) reaktor
- Üzem: 1962-1968
- Tórium-urán konverter
- ^{235}U dúsítása: 92%
- A fűtőelemeket a 70-es években egy olasz-amerikai együttműködés keretében az ITREC üzemben reprocesszálták
- Kazimi et al. (1999), *On the use of thorium in Light Water Reactors*, MIT-NFC-TR-016
- Candelieri T., Operative experience in first campaign for reprocessing of uranium-thorium Elk River fuel elements

Indian Point 1

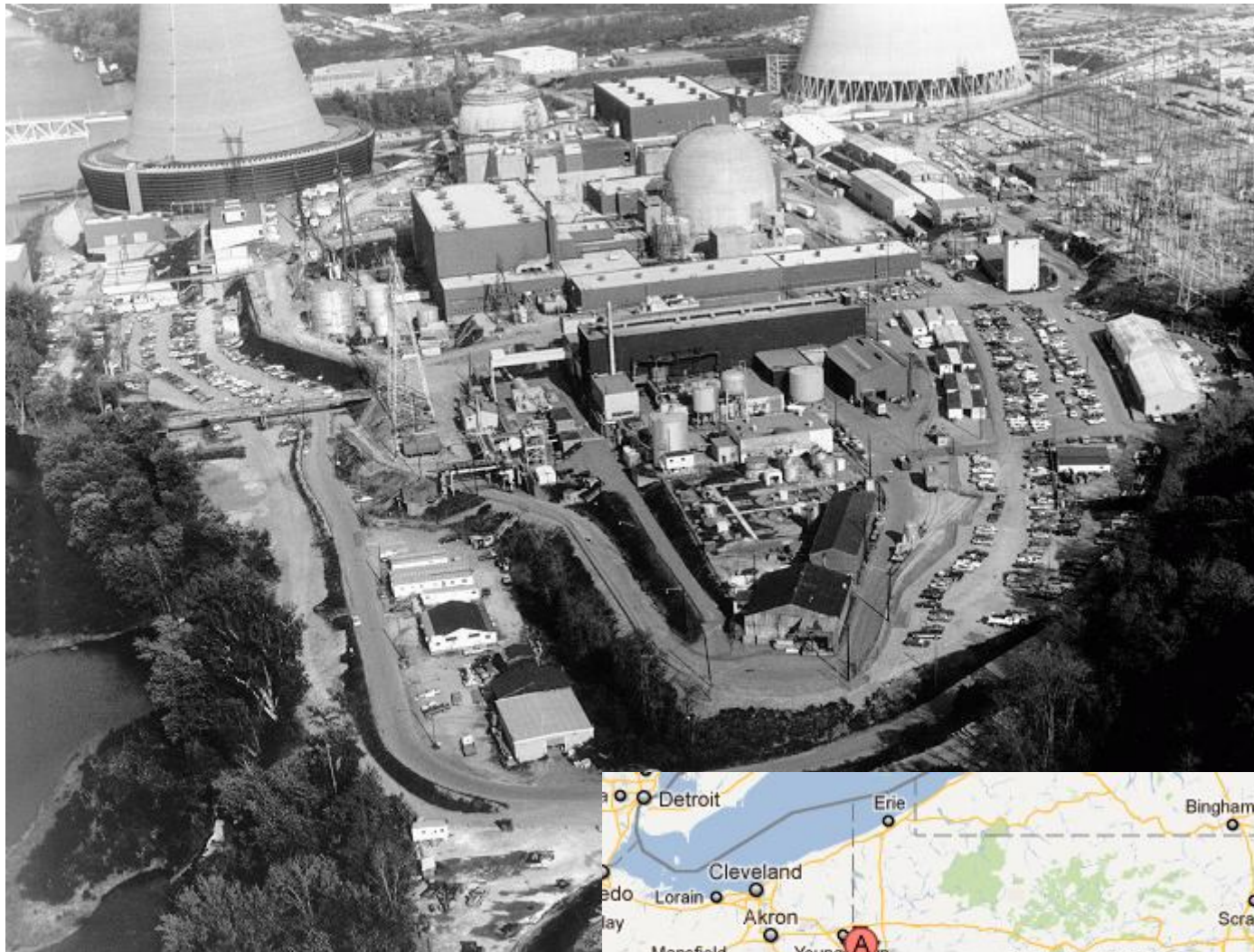
- Consolidated Edison Company egy nyomottvizes tórium-urán konverter reaktort épített B&W Co. javaslata alapján
- 1962. szeptember 16-án indul
- ^{235}U dúsítása: 93%
- Az itt megtermelt ^{233}U -t használták fel később a MSRE-ben
- 1965-ben áttértek urán-dioxidra, ezzel az üzemanyaggal 1974. október 31-ig üzemelt
- Jelenleg: 2 hagyományos PWR
- <http://energyfromthorium.com/timeline/>
- Kazimi et al. (1999), *On the use of thorium in Light Water Reactors*, MIT-NFC-TR-016



Shippingport

- Shippingport Atomic Power Station
- 1977-82, könnyűvízzel hűtött reaktor, üzemanyag: ThO_2 és UO_2 , reflektor ThO_2 -ből
- „seed-blanket” elrendezés szűk ráccsal
- szabályozórúd: seed-típusú (!)
- 60 MW_e , rendelkezésre állás $\sim 86\%$
- leállítás után $\sim 1.3\%$ -kal több hasadóanyagot tartalmazott, mint induláskor => termikus tenyésztőreaktor (!)

- Freeman L.B. et al. (1989), *Physics experiments and lifetime performance of the light water breeder reactor*, Nucl. Sci. Eng. 102, 341-364.
- Galperin A., Radkowsky A., Todosow M. (1998), *A competitive thorium fuel cycle for pressurized water reactors of current technology*, IAEA-TECDOC-1319: Thorium fuel utilization: options and trends, 83-96.
- <http://atomicinsights.com/1995/10/light-water-breeder-reactor-adapting-proven-system.html>



Sóolvadékos reaktor

Molten Salt Reactor Experiment

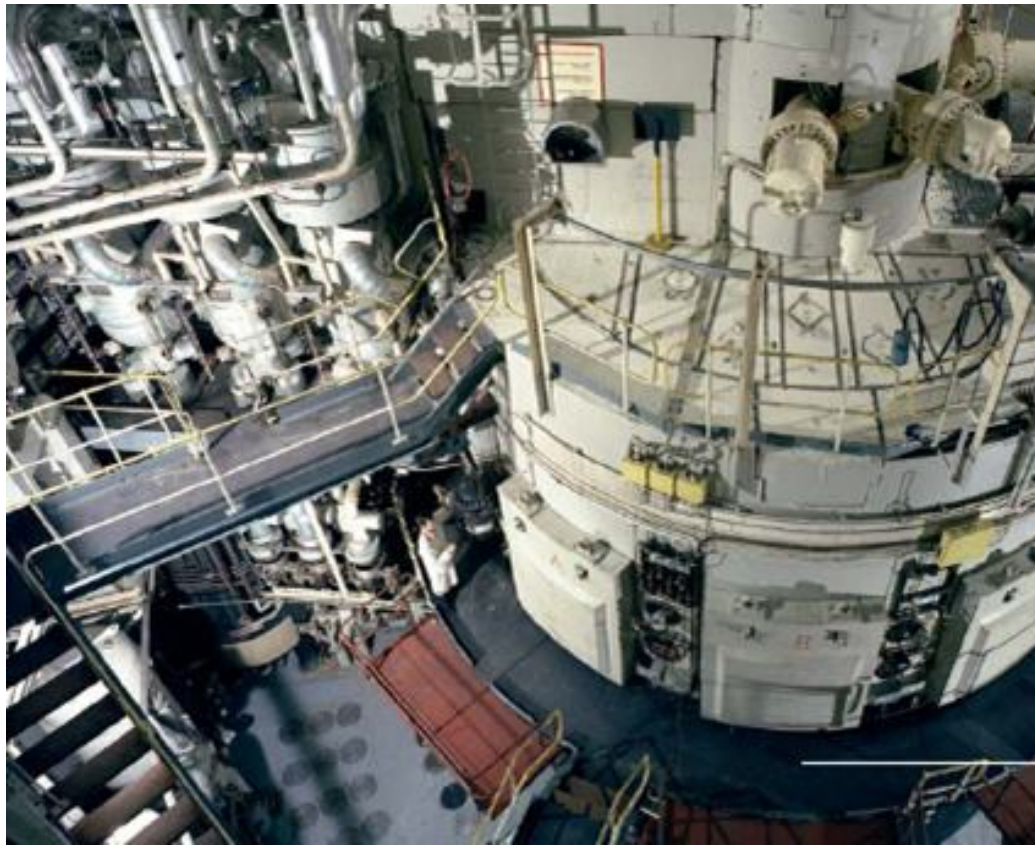
- Üzemelés: 1965-1969
- Maximális teljesítmény: 7-8 MW_t
- Sóolvadék: ${}^7\text{LiF}$ - BeF_2 - ZrF_4 - UF_4 - ${}^{232}\text{Th}$
- Moderátor: grafit
- Szerkezeti anyag: Hastelloy-N
- 1968. október 2.: első kritikusság U-233 hasadóanyaggal (~2500 óra effektív üzemidő)
- Jelenleg: leszerelés alatt, a hasadóanyagot már eltávolították

- Haubenreich P.N., Engel J.R. (1970), *Experience with the molten-salt reactor experiment*, Nucl. App. and Tech. 8, pp. 118-136.
- http://blogs.knoxnews.com/munger/2010/05/state_agrees_to_extend_molten.html

Gázhűtésű reaktorok

Dragon

- 1964-1976, Winfrith, Anglia
 - 20 MW_t magas hőmérsékletű gázhűtésű demonstrációs reaktor
 - üzemanyag: 10:1 Th/U (HEU)
 - Cél: többféle üzemanyag besugárzása, tesztelése
 - Jelenleg: leszerelés alatt, hasadóanyagot nem tartalmaz, következő fázis kb. 20 év múlva
-
- Greneche D. et al. (2007), *Rethinking the thorium fuel cycle: an industrial point of view*, Proceedings of ICAPP2007
 - <http://www.nda.gov.uk/stakeholders/newsletter/winfrith-dragon.cfm?renderforprint=1&>



AVR

- 1966-1988, Jülich-i Kutatóközpont
 - 15 MW_e golyóágyas, gázhűtésű demonstrációs reaktor
 - 1970-ben sikeres biztonsági teszt (Doppler-effektus)
 - maximális kiégés: 150 MWnap/kg
-
- <http://www.world-nuclear.org/info/inf33.html>
 - <http://pebblebedreactor.blogspot.com/2007/04/germany-built-first-pebble-bed-reactor.html>

Peach Bottom

- Peach Bottom Atomic Power Station Unit No. 1
 - HTGR, 40 MW_e, hélium-hűtésű, grafit-moderált, kilépő hőm.: 700°C
 - üzemanyag: tórium-HEU – karbid grafit mátrixban, grafit bevonattal (egy, majd két réteg -> BISO)
 - Teljesítményüzem kezdete: 1967. január
 - Kereskedelmi üzem: 1967. június 1 – 1974 október 31.
 - 1.38x10⁶ MW_e-óra
 - hatásfok: 37.2%
 - rendelkezésre állás: 88%
 - túlhevített gőz 100 bar nyomáson és 538°C-on
 - Elektromos áram termelése mellett: kazetta-tesztelés
-
- K.P. Steward (1978), *Final summary report on the Peach Bottom end-of-life program*, GA-A14404, UC77

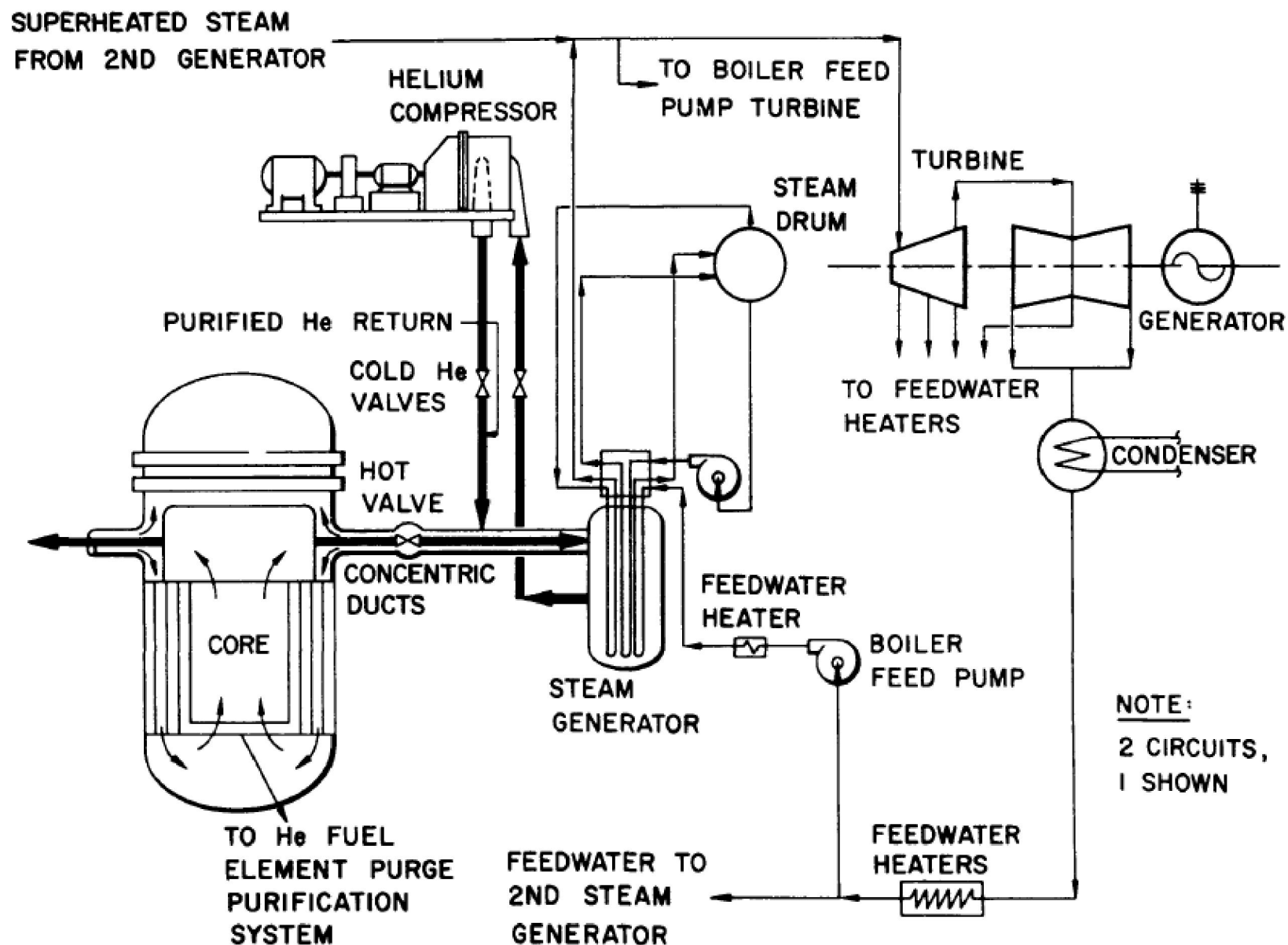


Fig. 2-4. Simplified process flow diagram for the main coolant system

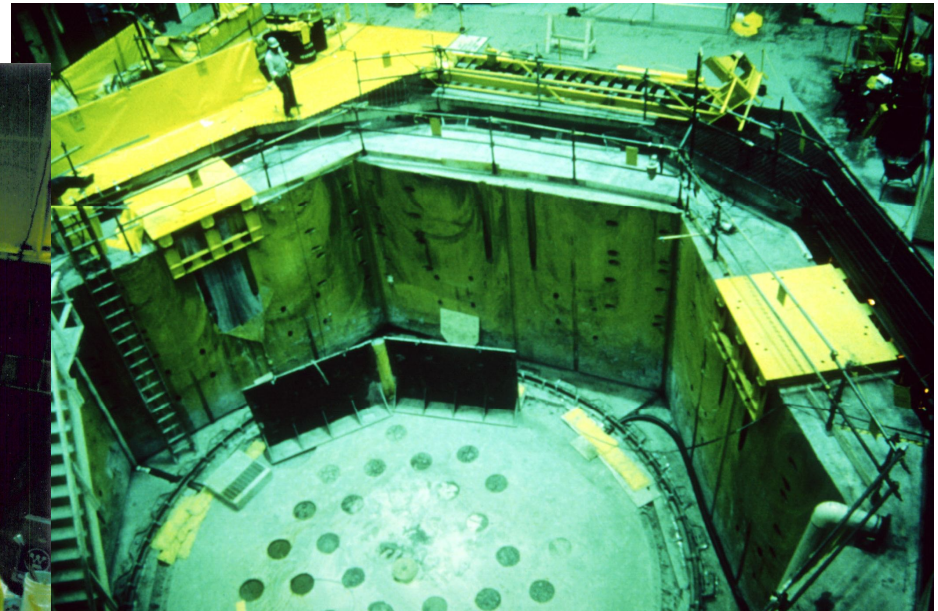


HTGR-t 1974-ben bezárták.
1974 óta 2 BWR üzemel itt,
egyenként 3514 MW
termikus teljesítménnyel



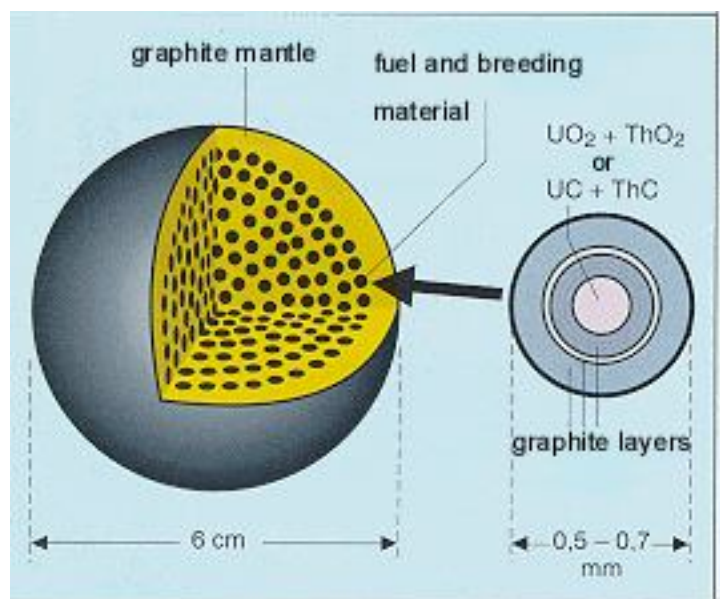
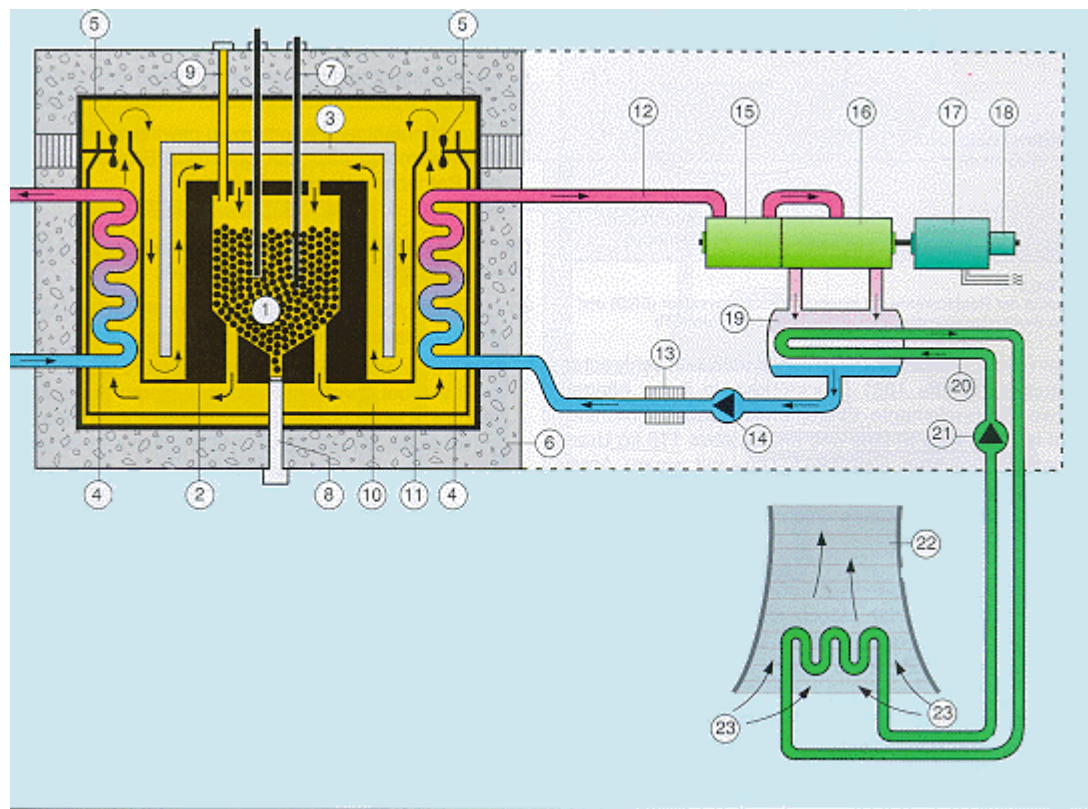
Fort St. Vrain

- 1976-89, HTGR, hélium-hűtésű, grafit-moderált, tórium-HEU – karbid grafit mátrixban, grafit bevonattal
- hatásfok: 39-40%
- kiégés elérte a 90 MWnap/kg-ot (LWR: 10-40 MWnap/kg)
- De: prototípusnak tekinthető => gyerekbetegségek (ugyanakkor ezek nem jelentettek veszélyt az erőműre, illetve lakosságra) + gazdasági nehézségek => leállítás
- leszerelve: 1995
- 1996: átalakítva fosszilis erőművé (gáz)
- 2009 óta: ~1000 MW
- http://www.fsvfolks.org/FSVHistory_2.html
- http://en.wikipedia.org/wiki/Fort_St._Vrain_Generating_Station



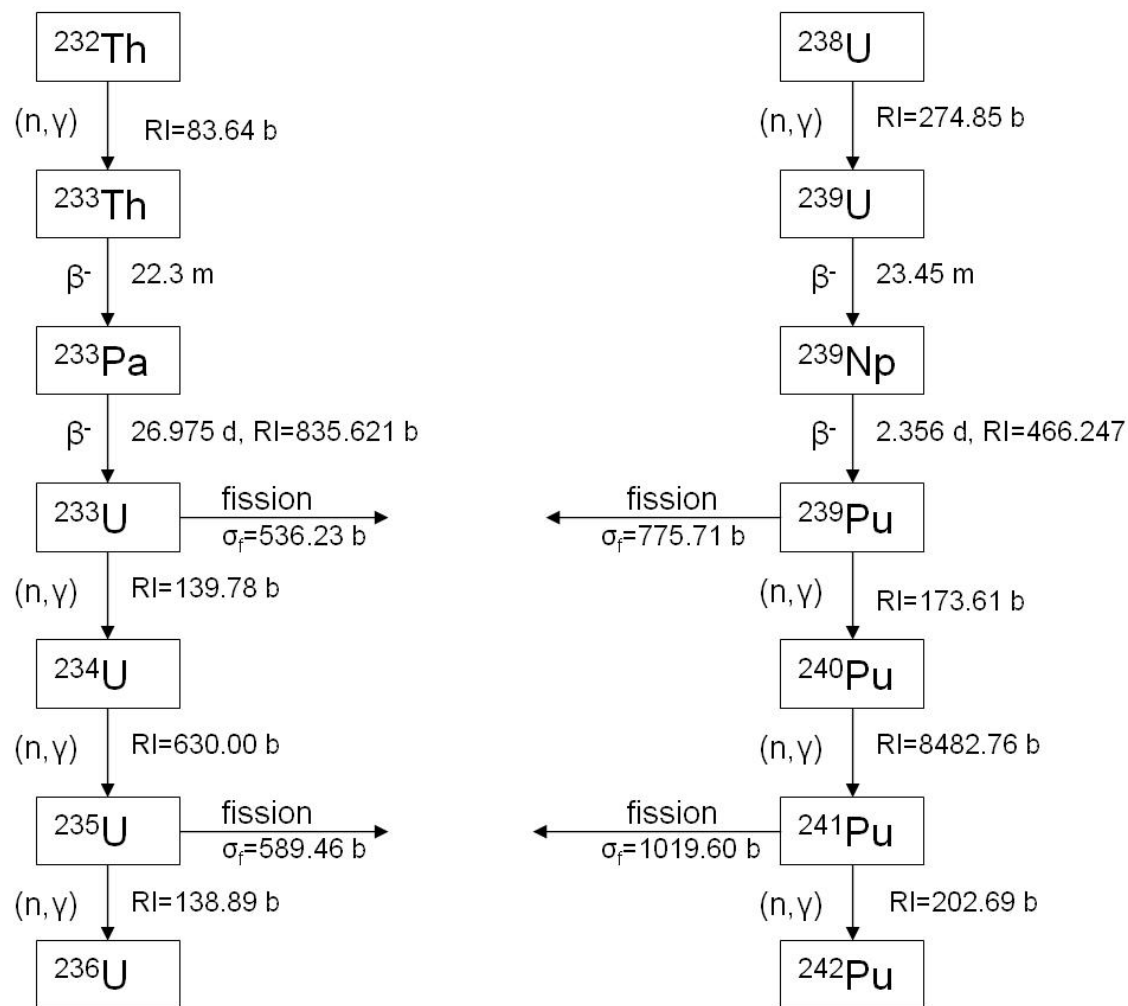
THTR-300

- Thorium High Temperature Reactor
- 1983-89, 300 MWe, hélium-hűtésű, golyóágyas
- üzemanyag: grafit mátrixban HEU és Th-232, gömb alakú (~6 cm)
- hélium: 250°C-750°C
- abszorbens: B₄C
- leszerelés:
 - utolsó üzemanyag elszállítva 1995-ben
 - végleges leszerelés leghamarabb 2027-ben
- Bäumer R., Kalinowski I., Röhler E., Schöning J., Wachholz W. (1990), *Construction and operating experience with the 300-MW THTR nuclear power plant*, Nucl. Eng. Des. 121, 155-166.



Nukleáris reneszánsz, tórium
újra előtérbe kerül

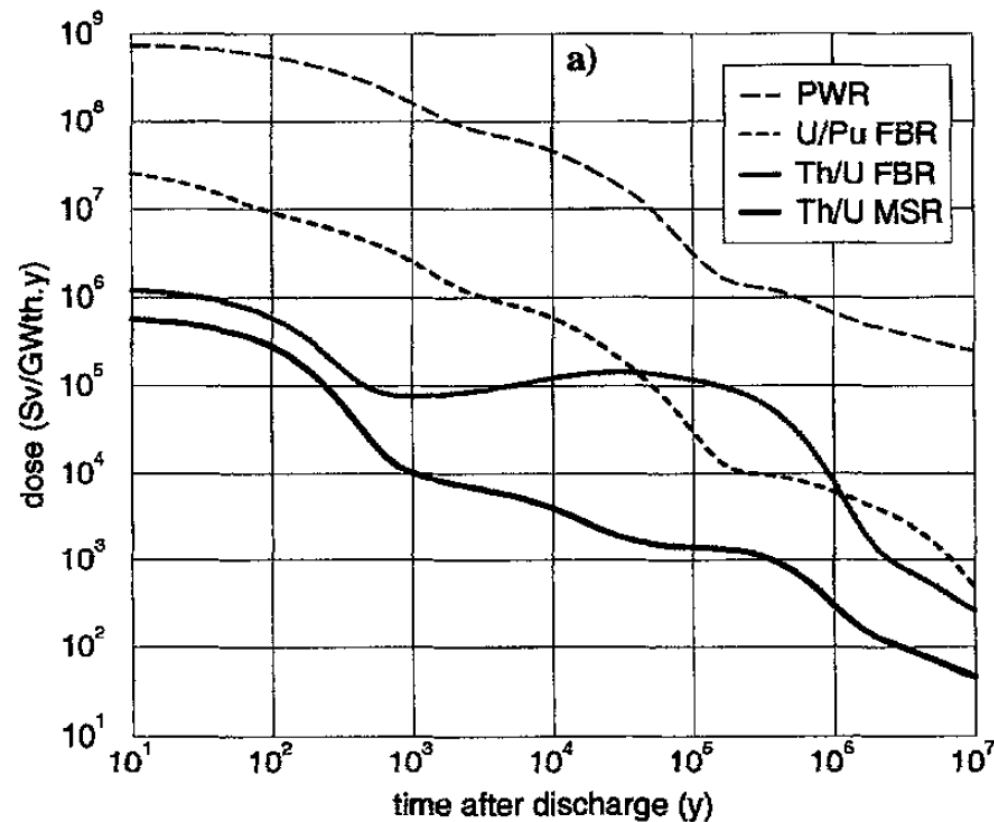
Tórium-ciklus



Előnyök 1.

- ^{232}Th -nak magasabb a befogási hatáskeresztmetszete, mint a ^{238}U -nak => jobb fertilis izotóp
- ^{233}U -nak magasabb a neutronhozama a termikus tartományban, mint a ^{235}U -nak => tenyésztés már termikus reaktorban is lehetséges
- Tipikus kiégési szint mellett kevesebb plutónium és másodlagos aktinida keletkezik => kezdetben kisebb a radiotoxicitás

Radiotoxicit s



- Nuttin et al. (2005), *Potential of thorium molten salt reactors-detailed calculations and concept evolution with a view to large scale energy production*, Prog. Nucl. Energy 46, pp. 77-99

Előnyök 2.

- Jobb proliferációállóság, mivel
 - $^{233}\text{U}(n,2n)^{232}\text{U}$ szignifikáns mennyiségben keletkezik
 - $T_{1/2} (^{232}\text{U}) = 68,9$ év
 - leányelem: ^{208}Tl , melynek van 2,6 MeV-es gammája (könnyen detektálható)
- Tóriumot egyszerűbb bányászni, mint uránt:
 - monacitot külfejtéssel bányásszák
 - a ^{220}Rn (toron) radiológiai hatása kisebb
 - kevesebb a radioaktív hulladék

Előnyök 3.

(Th-²³³U)O₂ vs. UO₂

- Jobb üzemelési tulajdonságok:
 - kémiaailag stabilabb
 - magasabb sugárállóság
 - magasabb hővezető képesség, alacsonyabb hőtágulási együttható, magasabb olvadáspont
 - alacsonyabb hasadási termék kibocsátás
 - inertebb, nem oxidálódik

Hátrányok 1.

- ^{233}Pa felezési ideje 1 nagyságrenddel nagyobb
=> hosszabb hűlési idő
- Erős gammasugárzó izotópok => csak automatizált reproprocesszálás lehetséges
- Magasabb olvadáspont és inertség miatt bonyolultabb reproprocesszási eljárások
- Kevesebb tapasztalat

Mai kutatás, fejlesztés

Tórium-alapú üzemanyag használata

- Kakrapar (India): PHWR
- Kaiga (India): PHWR
- Rajasthan (India): PHWR
- CIRUS (India): kutatóreaktor
- KUCA – Kyoto University Critical Assembly (Japán)
- MARIUS (Franciaország)
- ...

India nukleáris programja

- Háromlépcsős program:
 - Pu-termelés PHWR-ben (természetes urán, nehézvíz moderátor, magas konverziós tényező)
 - FBR (megtermelt Pu felhasználása tórium tenyészköpennyel => ^{233}U termelés)
 - ^{233}U -val hajtott termikus/gyors reaktorok:
AHWR – Advanced Heavy Water Reactor,
ATBR – A Thorium Breeder Reactor, FTBR – Fast Thorium Breeder Reactor

ATBR 1.

- Függőleges nyomottcsöves reaktor
- Moderátor: D_2O , hűtőközeg: H_2O
- D_2O előnyei H_2O -val szemben: termikusabb neutronspektrum -> következmények:
 - Magasabb egyensúlyi ^{233}U -tartalom a Th jelentős termikus befogása miatt
 - ^{233}Pa epitermikus befogásának csökkenése
 - A $^{233}U(n,2n)^{232}U$ reakciók számának csökkenése
- H_2O mennyiségének további csökkentése BeO szórócentrum használatával

ATBR 2.

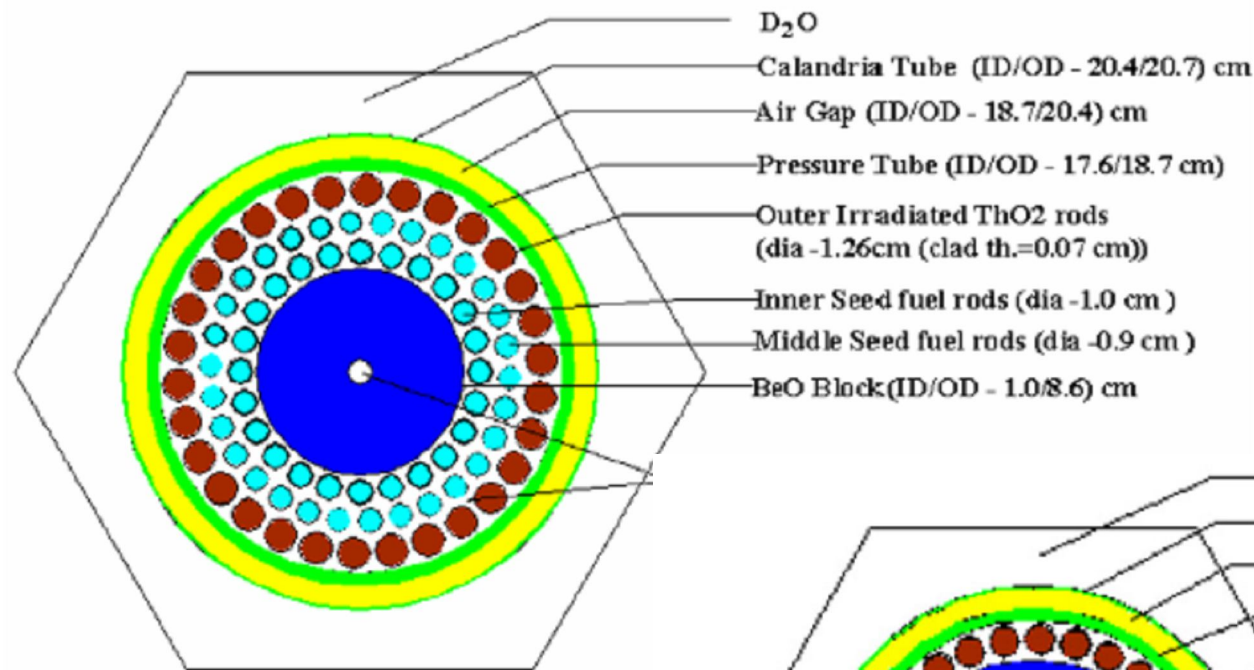


Fig. 1. Typical arrangement

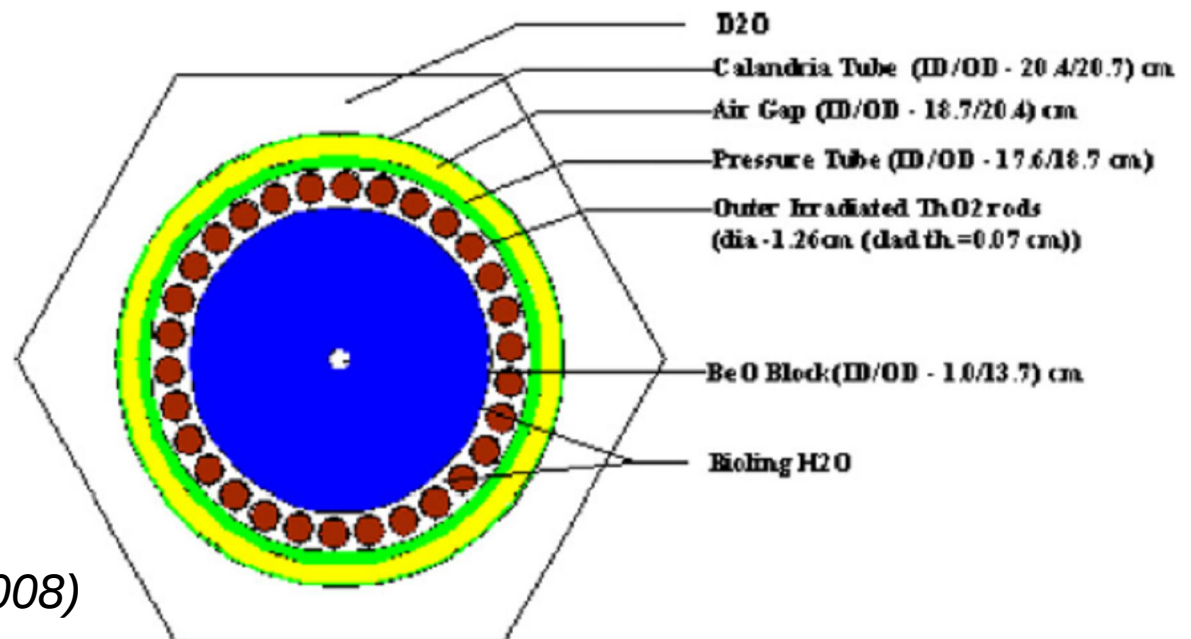


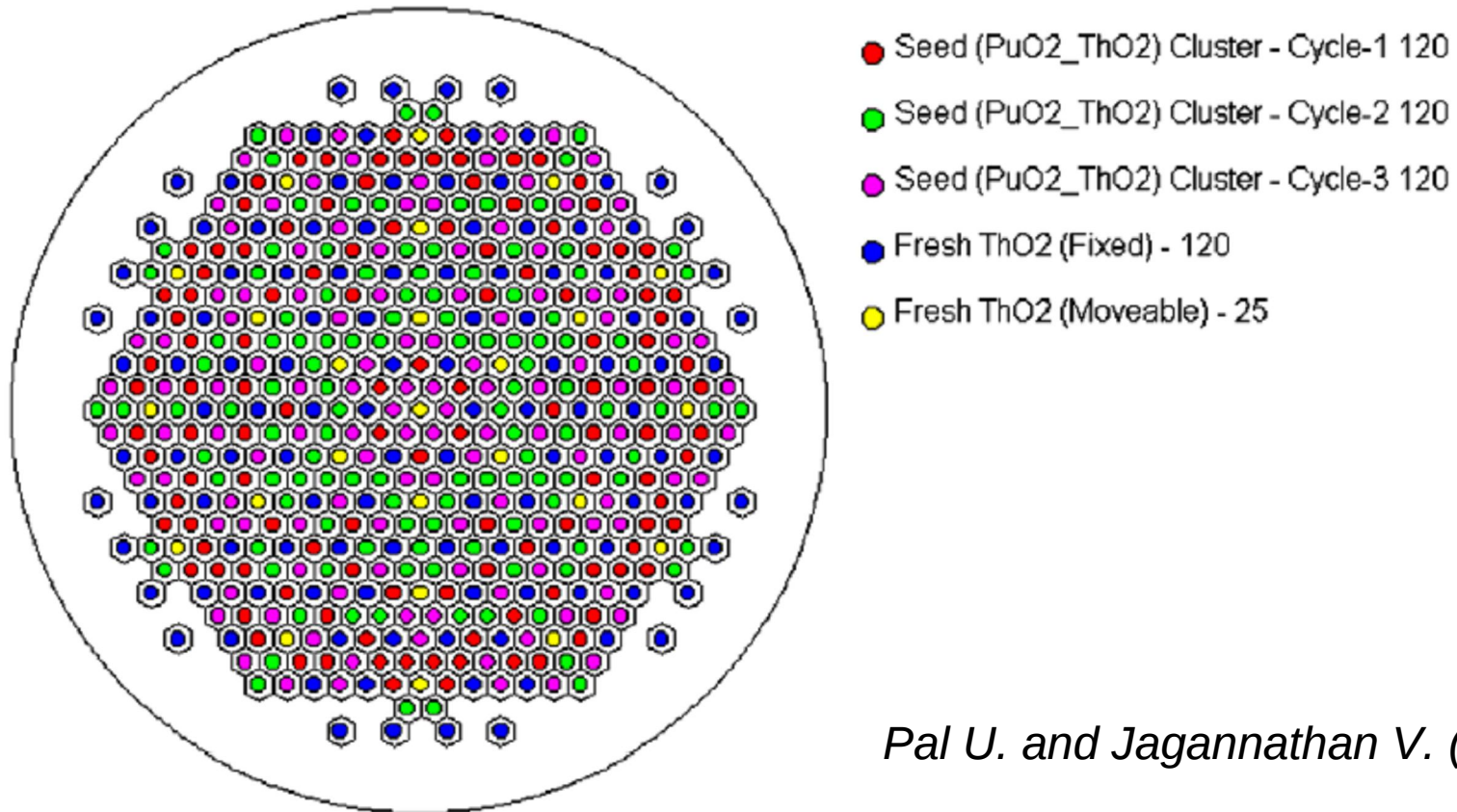
Fig. 1b. Typical arrangement of pure thoria cluster.

Pal U. and Jagannathan V. (2008)

ATBR 3.

- Zóna:
 - $1875 \text{ MW}_{\text{th}}$, $600 \text{ MW}_{\text{e}}$
 - Háromátrakásos zóna + hasadóanyagmentes ThO_2 kazetták
 - Szabályozás (reaktivitás és xenon): az előbbi mozgatható ThO_2 kazettákkal
 - (hasadóanyag kiégés végén)/(hasadóanyag induláskor) = 0.788 $\Rightarrow$ Pu égető, ^{233}U termelő

ATBR 4.



Pal U. and Jagannathan V. (2008)

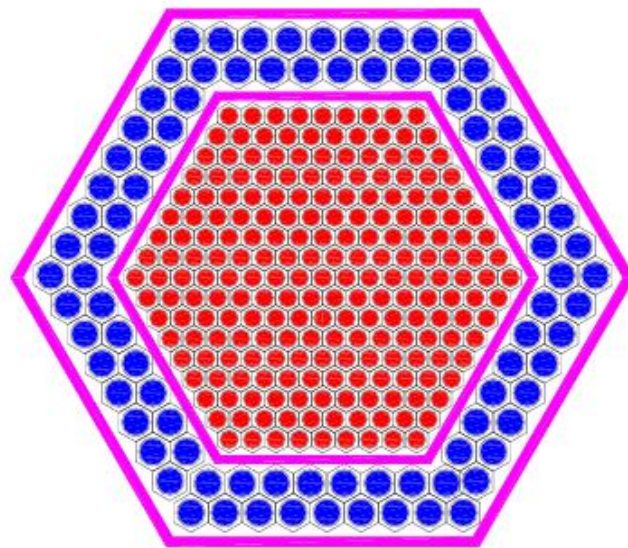
Fig. 2. ATBR equilibrium core 120 FAs/batch – 720 EFPD.

ATBR - Irodalom

- Jagannathan V. et al (2001), *ATBR - a thorium breeder reactor concept for early induction of thorium in an enriched uranium reactor*, Nuclear Technology, 133, pp. 1-32
- Pal U., Jagannathan V. (2008), *Physics design of initial and approach to equilibrium cores of a reactor concept for thorium utilization*, Annals of Nuclear Energy, 35, pp. 1232-1245
- Pal U., Jagannathan V. (2008), *Physics principles to achieve comparable fission power from fertile and fissile rods of the conceptual ATBR/FTBR reactor*, Annals of Nuclear Energy, 35, pp. 1636-1641

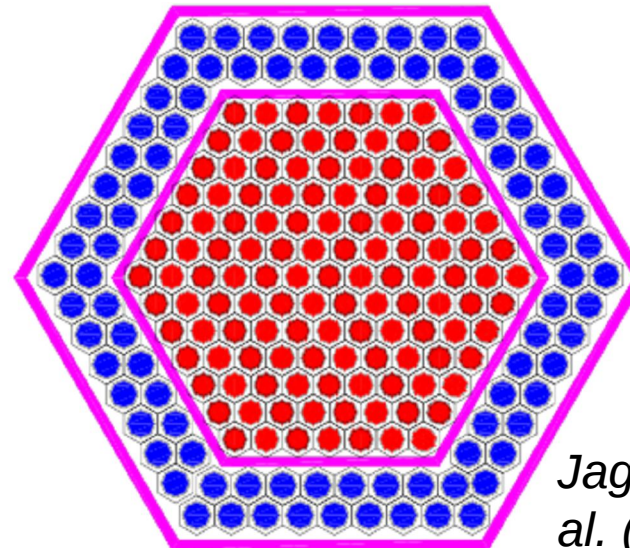
FTBR 1.

- Nátriumhűtésű gyorsreaktor, 2500 MW_{th}, 1000MW_e
- Üzemanyag: MOX + szegényített UO₂ + ThO₂



● Seed Fuel Rods (217)
● Irradiated Fertile Rods (90)

Fig. 4a. Two region – PuO₂ seeded MOX + one cycle irradiated Dep. UO₂.

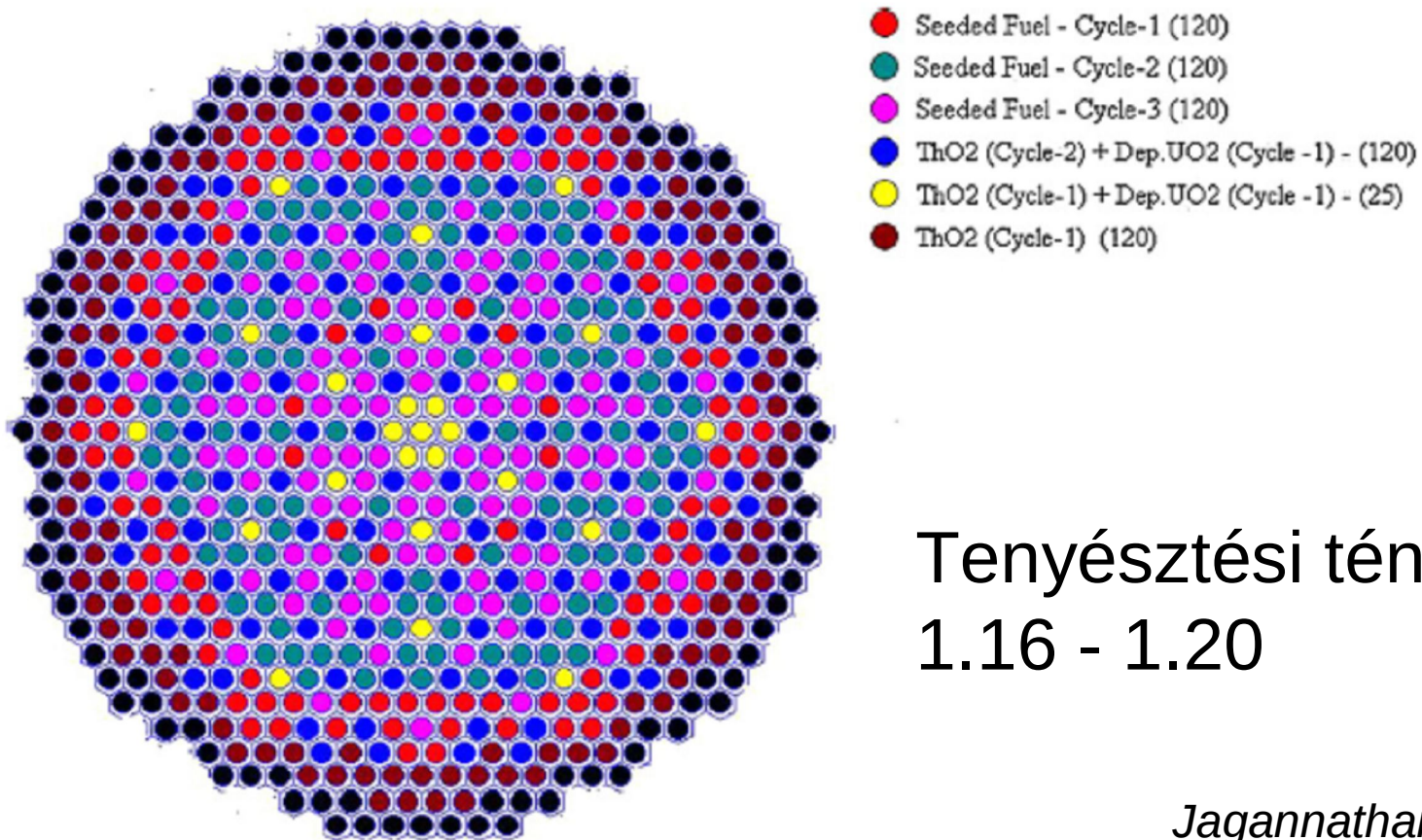


● Seedless ThO₂ Rods (127)
● Depleted UO₂ Rods (90)

Fig. 4b. Two region seedless ThO₂ + Dep. UO₂ fuel assembly.

Jagannathan V. et al. (2008)

FTBR 2.



Tenyésztési tényező:
1.16 - 1.20

*Jagannathan V. et
al. (2008)*

Fig. 5. Optimized three batch loading of conceptual FTBR

FTBR - Irodalom

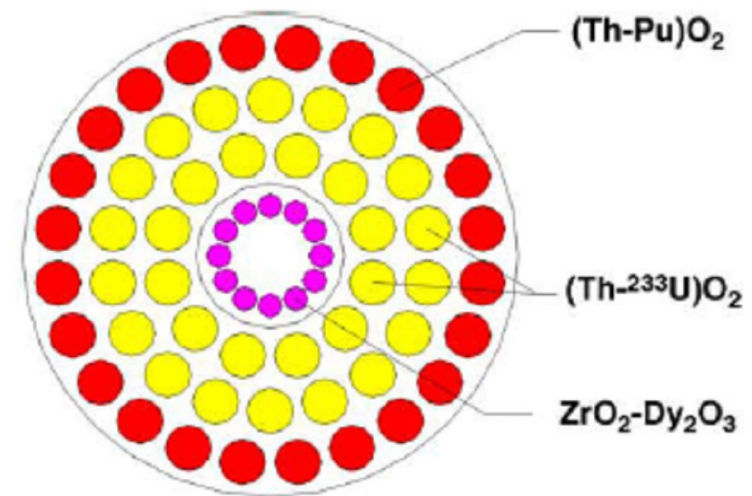
- Pal U., Jagannathan V. (2008), *Physics principles to achieve comparable fission power from fertile and fissile rods of the conceptual ATBR/FTBR reactor*, Annals of Nuclear Energy, 35, pp. 1636-1641
- Jagannathan V. et al. (2008) - *Reactor physics ideas to design novel reactors with faster fissile growth*, Energy Conversion and Management, 49, pp. 2032-2046

AHWR 1.

- Függőleges nyomottcsöves reaktor, 300 MW_e
- Hűtőközeg: forrás alatt lévő H₂O
- Moderátor: D₂O
- Üzemanyag: (Th-²³³U)O₂ és (Th-Pu)O₂
- Cél: Pu-égető és ²³³U-termelő

AHWR 2.

- Kiegészítő mérőanyag: diszprózium (negatív üregegyüttható miatt)
- Kezdeti zóna csak $(\text{Th-Pu})\text{O}_2$ -t tartalmaz $\Rightarrow {}^{233}\text{U}$ megtermelése
- Jelenleg: a tórium/ ${}^{233}\text{U}$ -ból a teljesítmény 60%-a származik, viszont a konverziós tényező ${}^{233}\text{U}$ -ra „csak” 0,97



Sinha R.K. and Kakodkar A. (2006)

AHWR - Irodalom

- Kumar A. et al. (1999), *Physics design of advanced heavy water reactor utilising thorium*
- Kumar A., Kannan U., Srivenkatesan R. (2002), *Sensitivity analysis for AHWR fuel cluster parameters using different WIMS libraries*, Annals of Nuclear Energy, 29, pp. 1967-1975
- Sinha R.K., Kakodkar A. (2006), *Design and development of the AHWR - the Indian thorium fuelled innovative nuclear reactor*, Nuclear Engineering and Design, 236, pp. 683-700

Japán kutatás 1.

- Többféle reaktort vizsgáltak:
 - Könnyűvízes reaktor (Th- ^{233}U)O₂-vel. A tenyésztés csak nagyon kis (<0,3) moderátor-üzemanyag térfogatarány mellett lehetséges.
 - Nehésvíz moderátorral lehetséges a tenyésztés, de itt az üregegyüttható válhat pozitívvá.
 - THORIMS-NES projekt: tórium-felhasználás, sóolvadékos technológia és gyorsítóval hajtott szubkritikus rendszer kombinálása

Japán kutatás - Irodalom

- Permana S., Takaki N., Sekimoto H. (2011), *Breeding and void reactivity analysis on heavy metal closed-cycle water cooled thorium reactor*, Annals of Nuclear Energy, 38, pp. 337-347
- Furukawa K. et al. (2008), *A road map for the realization of global-scale thorium breeding fuel cycle by single molten-fluoride flow*, Energy Conversion and Management, 49, pp. 1832-1848

Tórium mai könnyűvízes reaktorokban

- Amerikai NERI projekt: tórium használata a mai könnyűvízes reaktorokban nem gazdaságos
 - MacDonald P.E., Lee C.B. (2004), *Use of thorium-uranium fuels in PWRs: a general review of a NERI project to assess feasible core designs, economics, fabrication methods, in-pile thermal/mechanical behavior, and waste form characteristics*, Nuclear Technology, 147, pp. 1-7
- Tórium alkalmazása VVER-440-ben: a UPuThO_x üzemanyag kb. fele annyi Pu-t termel, mint a hagyományos UO_x
 - Breza J., Darilek P., Necas V. (2010), *Study of thorium advanced fuel cycle utilization in light water reactor VVER-440*, Annals of Nuclear Energy, 37, pp. 685-690

IV. generációs és egyéb egzotikus reaktorok 1.

- SCWR:
 - CANDU-SCWR: Magill M. et al. (2011), *Thorium fuel cycles in the CANDU Supercritical Water Reactor*, The 5th Int. Symposium on SCWR
 - Könnyűvízes SCWR: Csom Gy., Reiss T., Fehér S., Czifrus Sz. (2012), *Thorium as an alternative fuel for SCWRs*, Annals of Nuclear Energy, 41, pp. 67-78.
- CANDLE-típusú: „kiegési hullám”
 - Liem P.H., Sekimoto I.H. (2008), *Small high temperature gas-cooled reactors with innovative nuclear burning*, Progress in Nuclear Energy, 50, pp. 251-256

IV. generációs és egyéb egzotikus reaktorok 2.

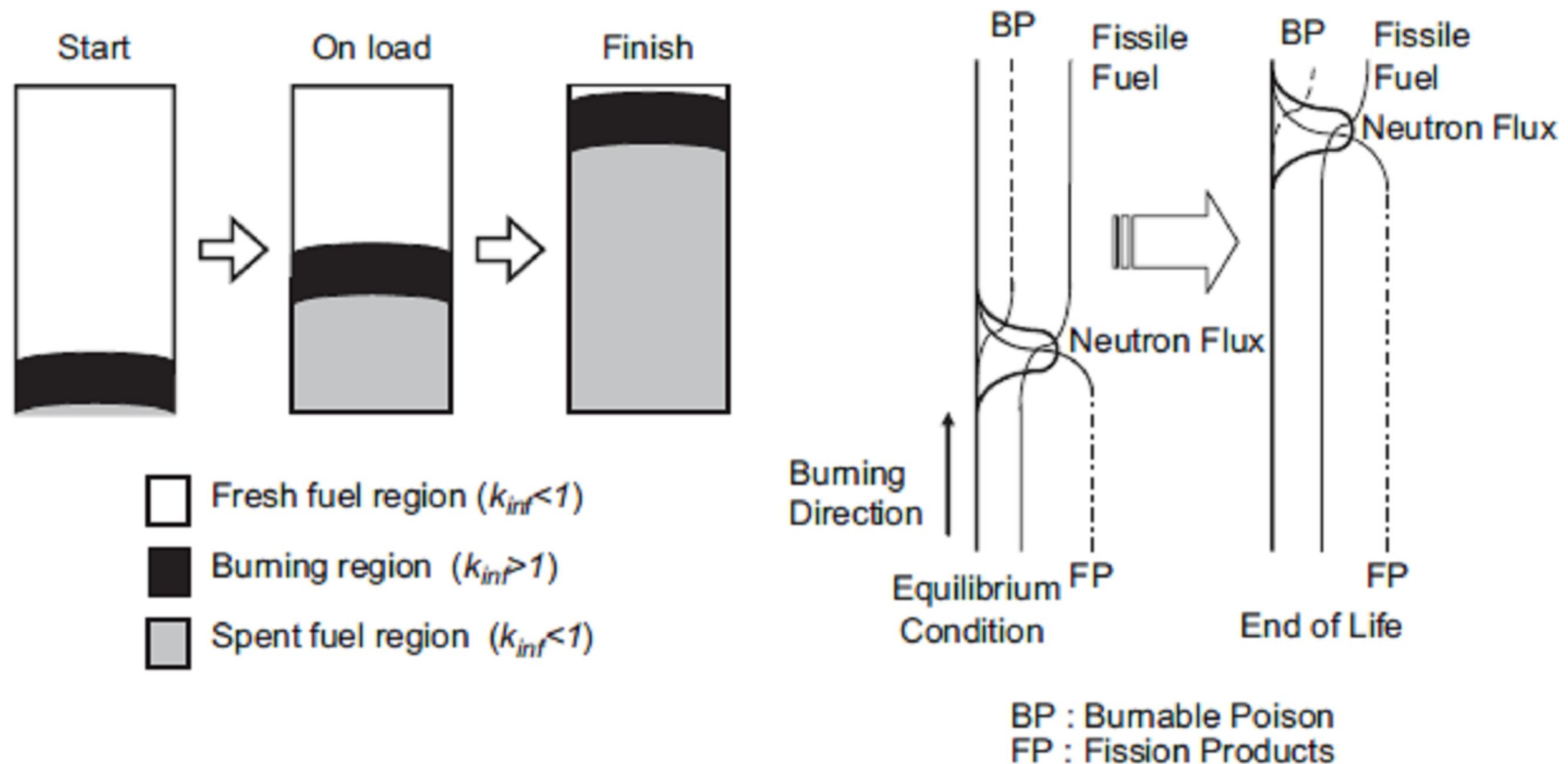


Fig. 1. CANDLE burning concept (left) and its application to HTGR (right).

Liem and Sekimoto (2008)

Összefoglalás