

Reaktorbiztonság

Reaktor üzemzavar, törés, szivattyú leállás esetén automatikus reaktor leállás és szükség esetén zónahűtés megy végbe automatikusan. Az üzemzavari okok között lehet feszültségkiesés, szivattyú leállás, csőtörés, szabályozó rudak elakadása, gőzcsőtörés, hűtés teljes kiesése stb.

Cél: a zónakárosodás és radioaktív szennyeződés kijutásának megakadályozása.

Talán a legkomolyabb baleset a nagy primerköri csőtörés (LOCA loss of coolant), melynek során a nyomás gyorsan csökken és a hűtővíz jelentős része gőzzé alakul. A gőz expandálva kitölti a kontéjnmentet megnő a gőz nyomása és hőmérséklete. Ezért a kontéjnment a legfontosabb biztonsági eszköz, mert ez az utolsó akadály a környezet felé. A LOCA megakadályozására a kontéjnment nem elégséges, további intézkedések szükségesek. LOCA esetén a kiszökött gőzt nagyon gyorsan kondenzálni kell, amit a hőmérséklet és nyomás csökkenése követ.

Tisztítóberendezéssel meg kell tisztítani a kontéjnment légterét és a kifolyt hűtőközeget. Az esetlegesen képződött hidrogén gázt hatástalanítani kell. A kontéjnment falán áthatoló csővezetékeket a fal mindkét oldalán szelepekkel látják el, melyek veszély esetén automatikusan záródnak.

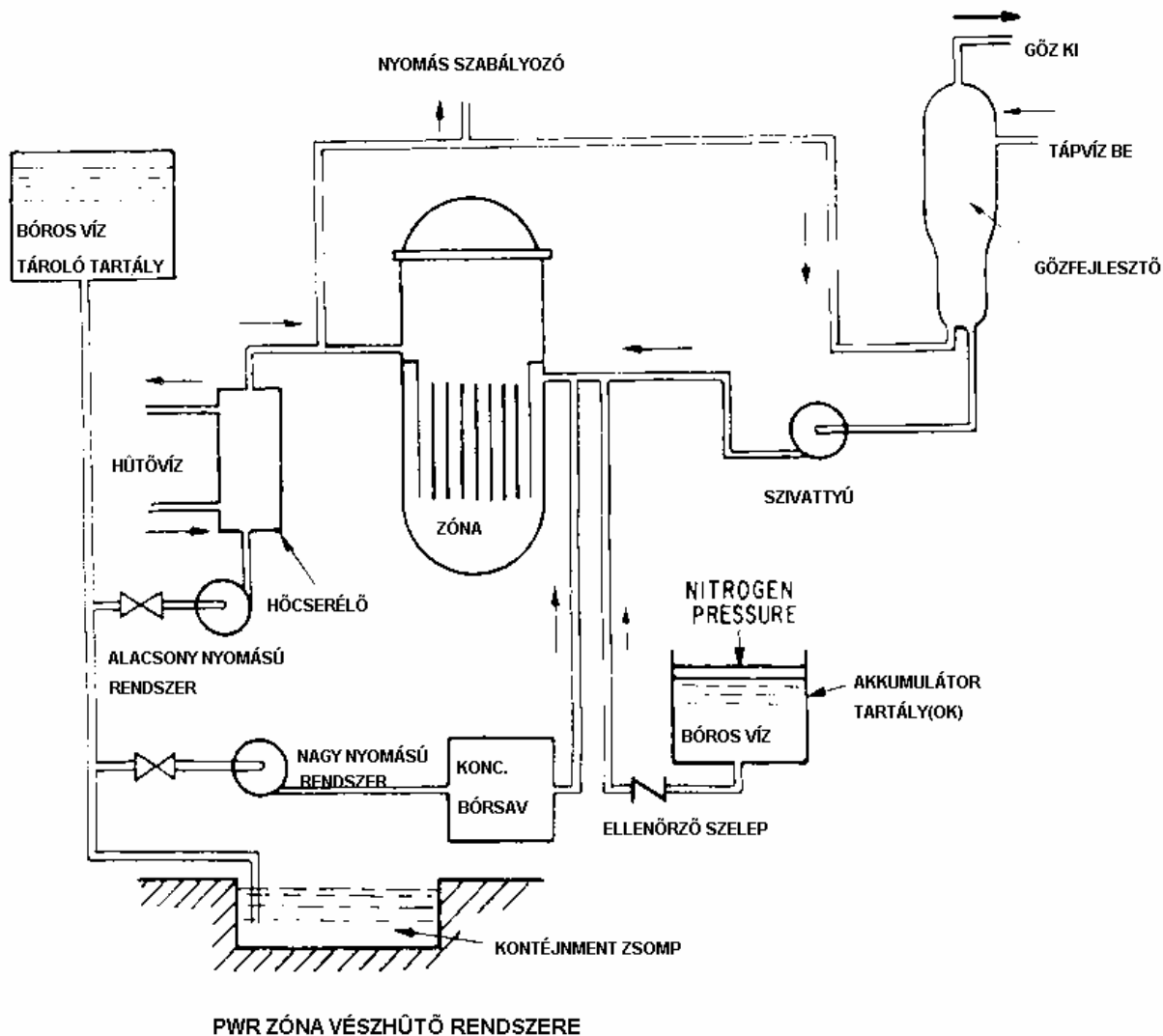
A zóna-vészűtő rendszer (Emergency Core-Cooling System, ECCS).

Ha a teljes hűtőközeg elfolyik sorsdöntő, hogy a zóna ne hevülhessen túl. Erről az ECCS gondoskodik. A két legfontosabb LWR típusra eltérő megoldást dolgoztak ki.

PWR

Az ECCS sémája a következő ábrán látható. Általában 3 független alrendszert működtetnek:

1. A hűtőközeg kismértékű elfolyása esetén, a nyomás kismértékben csökken (155 bar-ról, 110 barig). Ekkor beindul a **nagynyomású injektor rendszer (HPIS)**, amely bóros vizet pumpál a reaktorba.
2. Nagyobb törések esetén jelentősebb az elfolyás, gőz fejlődik és a gyors nyomásesés lép fel. Ekkor az **akkumulátor injektor rendszer (AIS)** lép üzembe. Ez kettő, vagy több független tartályból nitrogén-gáz nyomás segítségével hideg bóros-vizet pumpál (14-45 bar nyomáson) a főkeringtető szivattyú utáni reaktorba belépő csővezetékbe. Ha a rendszernyomás a gáznyomás alá esik az ellenőrző szelepek kinyitnak és a gáz benyomja a hideg bóros-vizet a zónába.
3. Nagyon nagy elfolyás, azaz igen jelentős nyomás-csökkenés esetén az **alacsony nyomású injektáló rendszer (LPIS)** lép működésbe. Ez hosszú ideig képes bóros-vizet juttatni a rendszerbe az akkumulátor tartályok kiürülése után is.



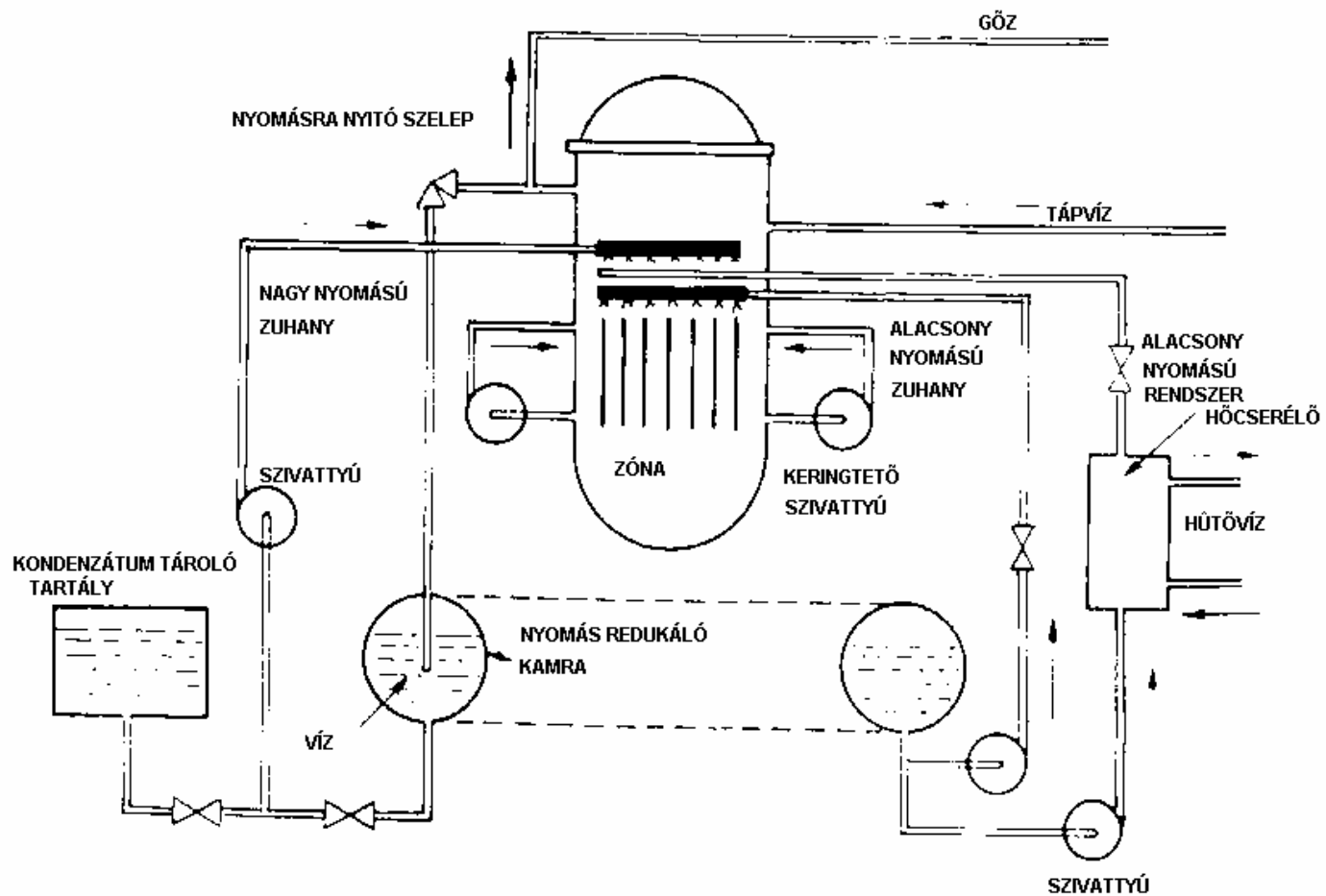
Az 1-es és 3-as rendszer aktív működésű, tehát szivattyú mozgatja a folyadékot, ezért többszörös tartalék energiaforrást biztosítanak számára. A 2-es passzív rendszer, szivattyú és motoros szelepek nélkül üzemel.

Létfontosságú a szint-, nyomás-, hőmérséklet-jelzők pontos és megbízható működése.

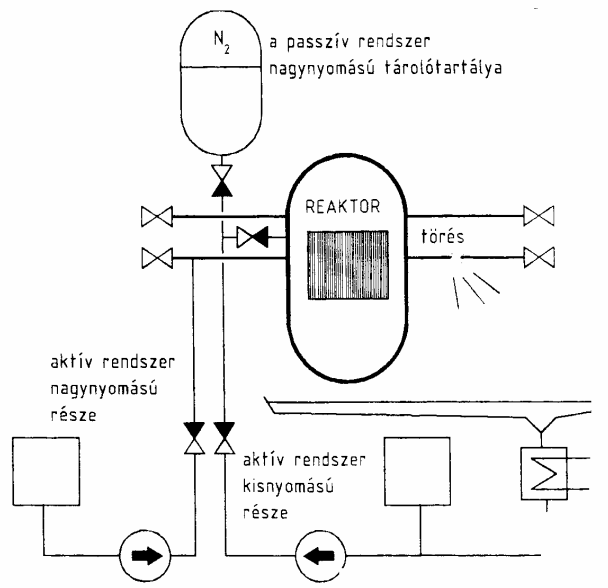
BWR

1. Minden BWR-t elláttak **nagynyomású hűtőközeg injektáló** (régebbi BWR), vagy **nagynyomású zóna zuhanyzó** (újabb BWR) rendszerrel. Ezek kis hűtőközeg hiány esetén lépnek üzembe. Vízet ehhez részben a kondenzvíz tartályból, részben a nyomáskiegyenlítő (pressure suppression chamber) tartályból biztosítanak. A befecskendező szivattyút vagy gőzturbinával (a reaktorzónából elvezetett hő segítségével), vagy újabban villanymotorral hajtják.

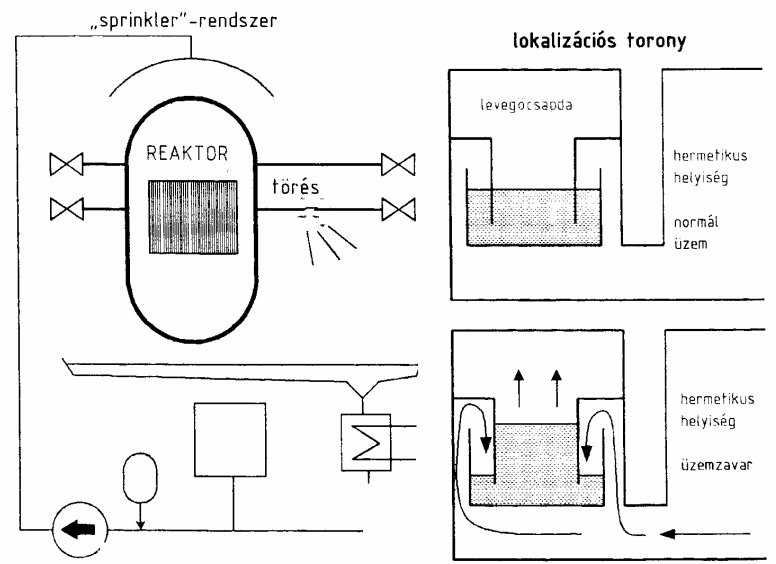
2. Ha a nagynyomású rendszer meghibásodik, vagy nem képes a tápvízszivattyúkkal együtt megfelelő vízszintet biztosítani a zónában egy biztonsági szelep lép működésbe és gőzt fuvat le a zónából. A nyomás csökkenése után beindul a **kisnyomású vészűtőrendszer** (low pressure emergency cooling system). Ez tartalmaz egy zónazuhanyszó és egy injektáló rendszert. Mindkettő a vizet a nyomáskiegyenlítő tartályból nyeri. Az újabb BWR-ben egy zónazuhanyszó és három injektáló rendszer található. Egy motor áll készen-létben a zuhany, vagy az egyik injektor működésére és egy másik motor a két további injektor hajtására szolgál.



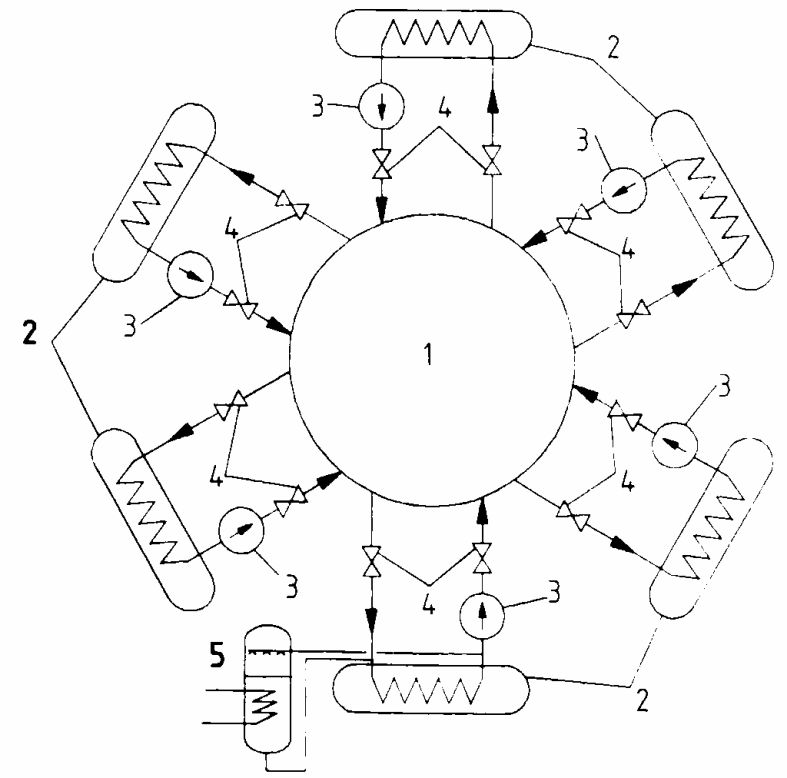
BWR ZÓNA VÉSZHŰTŐ RENDSZERE



VVER-440 típusú atomerőmű üzemi hűtőrendszere



VVER-440 típusú atomerőmű üzemi lokalizációs rendszerei



A VVER-440 blokk hűtőköreinek vázlatja
 1: reaktor; 2: gőzfejlesztő; 3: főkeringető szivattyú;
 4: főelzáró tolózá; 5: nyomástartó edény (térfogatkompenzátor)

KONTÉJNMENT RENDSZEREK

LOCA esetén a gőz és radioaktív anyagok vissza-tartására szolgál. PWR és BWR esetén eltérő.

PWR

Hengeres dómtetejű szerkezetek. Erősített betonból, (átlagosan 1,07 m vastag) készül, belsejét acéllemezzel borítják. Benne helyezkednek el a reaktortartály, a hőcserélő, a nyomásszabályozó és a szivattyúk, azaz a teljes primerköri hűtő rendszer. Ki kell bírnia a teljes primerköri víz elpárolgása esetén előálló nyomást és hőmérsékletet. Néhány PWR-nél a kontéjnmentet további ún. árnyékoló szerkezettel veszik körül. LOCA esetén a fejlődött hő zöme és az esetlegesen kiszabadult radioaktív anyagok a kontéjnment légterébe kerülnek. Ezért szükség van a légtér hűtésére és tisztítására alkalmas berendezések elhelyezésére. A legtöbb PWR-ben tartályokból hideg vizet porlasztanak szét a kontéjnment alsó részében a gőz lekondenzálására. Az összegyűlt víz zompokon összefolyik és hűtés után recirkulálják. Néha a kontéjnment levegőjét hűtőbordákon átfúvatva hűtik le. A legújabb kontéjnmenteket egy elválasztott alsó és felső tartályra bontják. Az alsó részben található a reaktortartály, a gőz-fejlesztő, a szivattyúk és a nyomásszabályzó. A tartály belső falait jéggel töltött rácsszerkezet borítja. A két tartály közti átmenet csak adott túlnyomás esetén lehetséges, ekkor a gőzök a jégtölteten áthaladva lekondenzál. A jég elolvadása után vizes porlasztással biztosítják a hűtést. a jeges megoldással csökkenthető a kontéjnment nyomásállósága és térfogata. Fontos a kontéjnment légterébe került radioaktív anyagok eltávolítása. Legveszélyesebbek a jódizotópok. Eltávolításukat vizes nátrium-hidroxid, vagy nátrium-tioszulfát porlasztásával végzik. A cirkulált levegő tisztítását aktívszenes, vagy HEPA-szűrők (high efficiency particulate air) segítségével végzik. A jégagy is hatásosan távolítja el a jódizotópokat. A nemesgázok (kripton, xenon) nem szűrhetők ki, ezért hosszabb ideig a kontéjnmentben tárolva jelentős részük elbomlik, a hosszabb felezésű idejű nemesgázokat hígítással kibocsátják a környezetbe. A duplafalú kontéjnmentek tovább csökkentik a környezetszennyezés veszélyét.

BWR

Általában primer és szekunder kontéjnmentből áll. A primer szerkezetet az ún. "száraztartály" (dry-well) és a nyomáskiegyenlítő (vagy nedves tartály, wetwell) alkotja. A szárazkút betonköpenyben elhelyezkedő villanykörte alakú acéltartály (az újabb BWR-eknél dómtetejű henger) és a reaktortartályt, a keringtető szivattyúkat és csővezetékeket tartalmazza. Alatta helyezkedik el a gyűrű-alakú nyomáskiegyenlítő tartály, mely félig vízzel töltött. A baleset során keletkező gőz elnyelésére szolgál. A felmelegedett vizet hőcserélő rendszer távolítja el. A nyomáskiegyenlítő vizében a jódot-izotópok egy része is elnyelődik. A másodlagos kontéjnment szerkezet maga a vasbetonból készült hasáb-alakú reaktor épület. Baleset esetén a normál szellőztetőt és a szelepeket lezárják és a kontéjnmentben kis vákuumot hoznak létre, a levegőt aktívszenes és HEPA-szűrővel szűrik. Így döntően csak a nemesgázok kerülnek ki a környezetbe.

Atomerőművek üzemzavarai

Az atomerőműben történt üzemzavarok és nukleáris balesetek súlyossági szintjei, az INES eseményskála (International Nuclear Event Scale)

Nemzetközi Nukleáris Esemény Skála A biztonság szempontjából jelentős esemény

I. Baleset

7.Nagyon súlyos balesetAmikor a reaktortartályban lévő radioaktív anyagok nagy része kijut a környezetbe ($>10^{16}$ Bq).Ilyen esetben fennáll a korai sugársérülés veszélye mind az atomerőműben, mind a közvetlen környezetében. A késői egészségkárosító, illetve környezeti hatások pedig nagy területen jelentkeznek.

6.Súlyos balesetAmikor jelentős mennyiségű radioaktív anyag (10^{15} - 10^{16} Bq) kibocsátása során súlyos egészségkárosító következmények jelentkeznek. Ennek megelőzésére a baleset-elhárítási intézkedési terveket (BEIT-eket) teljes körűen alkalmazni kell.

5.Telephelyen kívüli kockázattal járó balesetA reaktorzóna súlyos károsodása következtében a radioaktív izotópok olyan mennyiségben juthatnak ki a környezetbe, ami már veszélyezteti a lakosságot (10^{14} - 10^{15} Bq). Ebben az esetben a lakosságra vonatkozó BEIT-eket részlegesen végre kell hajtani.

4.Elsősorban létesítményen belüli hatású balesetIlyen rendkívüli esemény már részleges zónaolvadás következménye. A dolgozók kis részében akut egészségkárosító hatások jelentkeznek, de a legjobban veszélyeztetett lakos legfeljebb néhány mSv sugárterhelést kaphat.

II. Üzemzavar

3.Súlyos üzemzavarA dolgozók sugárterhelése meghaladja a dóziskorlátot, de a legjobban veszélyeztetett lakosság egyedei legfeljebb csak néhány tized mSv dózist kapnak.**2.Üzemzavar**Biztonsági következményei már lehetnek, de a dolgozók járulékos sugárterhelése nem haladja meg az éves dóziskorlátot.**1.Rendellenesség**A biztonsági intézkedések olyan megszegése, mely még nem jelent kockázatot sem a dolgozókra sem a lakosságra.**Skála alatti események**A biztonság szempontjából nincs jelentőségük

A skálák definíciója alapján a Three Mile Island-i baleset (USA, Pennsylvania, 1979. március) **5-ös**, a csernobili pedig (Szovjetunió, 1986. április 26.) **7-es** fokozatú volt. A paksi atomerőműben a skála 1992. évi bevezetését követően eddig 2-es volt a legnagyobb fokozat. A korábbi eseményeket is feldolgozva, osztályozva 1982-1995 között 73 db 1-es, 11 db 2-es és 1 db 3-as (ez 1989-ben) fokozatú üzemzavar volt. 1999. szeptember 30-án a Tokai Mura (Japán) **nukleáris** központban történt baleset. Az eredetileg kutatóközpontnak épült létesítményben ma már jelentős ipari tevékenység is folyik. Fűtőelemeket is készítenek. Egy tartályba a kritikus tömeg sokszorosát töltötték (emberi mulasztás!), így beindult a láncreakció (17 óra kellett a megállításához, ez nem atomerőmű). A balesetet **5-ös** fokozatúnak minősítették. (Bővebben: ÉLET ÉS TUDOMÁNY 1999/44)

ATOMERŐMŰVI BALESETEK

Napjainkig a világ atomenergia termelésében két olyan jelentős atomerőművi baleset következett, melyben a legsúlyosabb következményeket maga után vonó ún. zónaolvadás lépett föl, az egyik 1979-ben az USA-ban a Three Mile Island-i nyomottvizes atomerőmű 2. blokkjában, a másik 1986-ban az akkori Szovjetúnió Csernobüli forralócsöves reaktorának 4. blokkjában.

Az sajnós a mai napig nem közismert, hogy a világon működő heterogén fázisú atomerőművi ún. erőműreaktorokban az atombomba robbanásához hasonló villanásszerű láncreakció teljes mértékben kizárt. Ennek az az oka, hogy a fűtőelemekben az ^{235}U maximálisan 5 %-ra dúsítva van jelen és ezért a reaktorban pillanatszerű láncreakció kizárt. Emellett a láncreakció sebességét lassítja az a tény, hogy az emelkedő hőmérséklettel növekszik a fűtőelemek neutron elnyelése, másrészt pedig a hasadóanyagot tartalmazó fűtőelemek térben elválasztva helyezkednek el és még ha össze is olvadnának a burkolat cirkónium-nióbium anyaga és egyéb az olvadékban jelenlévő szerkezeti anyag, vagy annak terméke (fém, beton, szerves anyagok) megakadályozza azt, hogy a láncreakció pillanatszerűen játszódjon le.

Az atomerőművi üzemzavarokban a környezet szempontjából a legnagyobb veszély az, hogy a vízhűtésű reaktorokban az üzemzavar során esetleg fölszabaduló óriási hőmennyiség pillanatszerűen elforralhatja teljes hűtővíz mennyiségét (vagy törés következtében annak egy része elfolyik), a gőzrobbanás szétrombolhatja a reaktort és a hűtés nélkül maradt fűtőelem rudak megolvadnak, burkolatuk fölreped és az ott bezárt erősen radioaktív hasadvány termékek közül a gáz és gőz halmazállapotúak kijutnak a környezetbe.

Ezt a folyamatot súlyosbíthatják kémiai eredetű gázrobbanások, mert az izzó fémek (cirkónium, acélok) és a beton kémiai reakcióba lépnek a vízzel és éghető, robbanó gázokat elsősorban hidrogént és szén-monoxidot fejlesztenek. A legsúlyosabb helyzet akkor áll elő, ha a fentiek mellett még tartós tűz is keletkezik (pl. égő grafit), mert akkor a radioaktív gázok és gőzök mellett a szilárd halmazállapotú illékonyabb radioaktív hasadvány izotópok is kijutnak a környezetbe a magasba emelkedő füstoszlopban szálló és ülepedő radioaktív por formájában.

1. Windscale

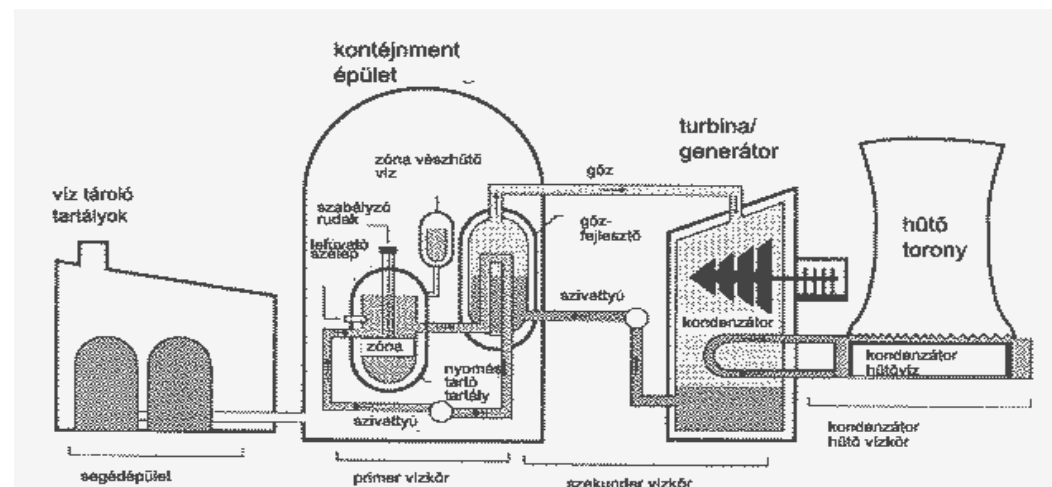
Az első windscale-i reaktorok grafitmoderálású, levegő hűtésű, plutoniumtermelő reaktorok voltak. A 2-300 Celsius-fok hőmérsékletű grafitmoderátorban az alábbi folyamat játszódik le üzem közben: a neutronok a lassulás során a grafitot alkotó szénatomok magjainak ütköznek. A rácshelyből elmozdított szénatom magasabb energiaszintre kerül, így módon a grafit energiát tárol. Amennyiben azt az "energiával megszívódott" grafitot felmelegítjük, a hőmozgás következtében az atomok visszaugrálnak az eredeti, alacsonyabb energiájú helyeikre, az energiakülönbség pedig hő formájában jelenik meg, tovább melegítve a grafitot. Ez az öngerjesztő folyamat akár a grafit meggyulladásához is vezethet. A folyamatot felfedezőjéről Wigner-effektusnak, vagy wigneritisznek nevezzük. A wigneritisz lehetőségére [Wigner Jenő](#) már a hanfordi plutoniumtermelő reaktorok tervezésekor rámutatott és meg is találta annak ellenszerét: mielőtt még a grafit "túlszívna" magát, rendszeresen fel kell melegíteni, hogy a benne tárolt hő felszabaduljon. Ezzel a windscale-i erőműben is tisztában voltak, azonban 1957-ben túl későn és kellő körültekintés nélkül hajtották végre a felmelegítést. Fellépett a Wigner-effektus, a reaktor túlforrósodott, végül a grafit meggyulladt.

A reaktort elárasztották szén-dioxiddal, de ez nem bizonyult elégségesnek. Végül a vízzel történő oltás mellett döntöttek. A 125 méter magas reaktorkéménybe épített szűrők a reaktorból felszabaduló radioaktivitás zömét visszatartották, így komoly környezeti kárt, illetve emberáldozatot az eset nem követelt. A reaktor környezetében egy 500 km²-es területen a tejet emberi fogyasztásra alkalmatlannak minősítették és elkobozták, mivel benne a ¹³¹I izotóp koncentrációja meghaladta a megengedett értéket. A reaktor személyzetének egy tagja 46 mSv dózist kapott, ami az éves természetes háttérsugárzás 20-szorosa. Egyébként a lakosság sugárterhelése - a hatósági intézkedések következtében - a megengedett érték alatt maradt.

2. A Three Mile Island-i (USA) atomerőművi baleset

1979 március 28-án a Pennsylvánia-i Colorado folyónál elhelyezkedő Three Mile Island Babcock-Wilcox gyártmányú nyomottvizes atomerőmű 2. blokkjában (TMI-2) súlyos, zónaolvadással járó baleset történt. Ez volt az atomerőművek történetének első súlyos balesete. A nyomottvizes reaktor sematikus rajzát következő ábrán mutatjuk be.

A TMI-2 vázlatrajza



A TMI-2 balesetét mechanikai hibák, emberi hibák és elégtelen szakmai kiképzésük kombinációja okozta. A baleset időrendi eseményeit röviden az alábbiakban foglalhatjuk össze:

- A szekunder vízkör rutin javítása során egy a gőzfejlesztő vízellátását szabályozó szelepet lezártak. Ennek következtében a turbina lekapcsolódott, de a reaktor tovább üzemelt.

- A szekunder vízkörben a hűtővíz áramlásának megszűnésekor az automatika egy külső vízforrásból származó tartalék vészhűtő rendszert kapcsol be, mely biztosítja a szekunder vízköri hűtést, azaz a gőzfejlesztőben (hőcserélőben) a primerkörben keletkezett hőfelesleg folyamatos elvonását. Itt azonban, emberi hiba következtében a tartalék hűtővíz nem jutott el a szekunder körbe, mert az előző napi javítások során ennek becsatlakozási tolózárait zárva felejtették. Ezt a tényt az operátorok eleinte nem vették észre.

- Mivel így a primerkörben folyamatosan keletkező hőfelesleget a szekunder hűtővíz nem vonta el, a primerkör hőmérséklete és nyomása megemelkedett és a víz forrásba jött. Ekkor – nagyon helyesen – az automatika érzékelve a megemelkedett primerköri nyomást leállította a láncreakciót és a reaktor leállt. Ugyanakkor a fölhalmozódott radioaktív izotópok bomlási hőjének elvezetésére még több órás folyamatos hűtésre volt szükség.

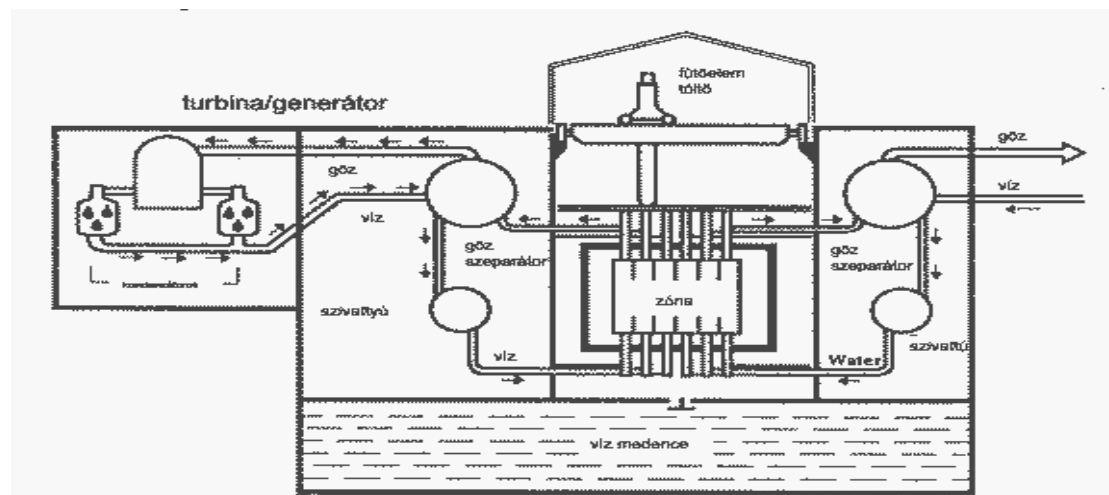
- A primerköri víznyomás határérték fölé történő emelkedése pillanatában a nyomásfokozónál található lefúvató biztonsági szelep is kinyílt és lefúvatást végzett egy a reaktor mellett található zárt tartályba. Sajnos, midőn a nyomás újra határérték alá csökkent ez a biztonsági lefúvató szelep nem zárt be, mert fennakadt és rajta keresztül a primerköri hűtőközeg továbbra is távozott. A magas primerköri hőmérséklet és az alacsony nyomás mellett a primerköri víz továbbra is forrásban maradt.
- A lefúvató szelepen keresztül így radioaktív gőz jutott a gyűjtőtartályba, mely hamar megtelt és egy nyomásra érzékeny hasadó tárcsa felhasadása után a felesleget automatikusan a segédépületbe szivattyúzták, mely már nem volt légmentes, mint a kontéjnment épület.
- A folyamatosan csökkenő nyomás hatására automatikusan bekapcsolt a zóna vészűtő rendszer (emergency core cooling system) nagynyomású része és hűtővizet fecskendezett a zónába. Sajnos azonban, addigra már a rendszerben gőzdugók és vízoszlopok különültek el és így egy idő után, bár a műszerek megfelelő folyadékszintet mutattak és a befecskendezés megállt. Valójában ekkor a primer körből már jelentős hűtővíz mennyiség hiányzott. Ráadásul a gőzdugók miatt a maradék hűtővíz forgatása is romlott, a szivattyúk a kavitációs rezgések miatt, a törések elkerülésére rendszeresen kikapcsoltak. E folyamatok hatására a fűtőelemek egy felső része szárazra került és megolvadt. A felhasadt burkolatokon keresztül radioaktív nemesgázok és radioaktív jód-gőzök kerültek a kontéjnmentbe és egy részük a szellőzőn keresztül a környezetbe távozott (a normál üzemelésre méretezett jódszűrők hamar kimerültek).

- Az izzó cirkónium reagált a vízzel és jelentős mennyiségű hidrogén gázt fejlesztett, a zónában több helyen hidrogén gáz halmozódott föl robbanással fenyegetve. Kisebb robbanások előfordultak, de a hidrogén zöme nem robbant föl.

- Az operátorok és a később megérkező külső szakértők segítségével sikerült a durranógáz robbanás veszélyét elhárítani, a reaktort lehűteni és a későbbiek során a megsérült reaktort szétszerelni, kitisztítani és dekontaminálni. A kárelhárítási munkákat a 90-es évek végére fejezték be, a költségek 1 milliárd dollár fölött voltak. A környezetbe jutott radioaktív nemesgázok és jód gőzök mennyisége jelentéktelen mennyiségben emelte meg a környezeti radioaktivitást és a környező lakosságot érő többlet dózis jelentősen a határérték alatt maradt.

3. A csernobüli (szovjetúnió) atomerőmű baleset

1986 április 26-án az ukrán csernobüli forralócsöves (RBMK-1000) atomerőmű új, 4. blokkjában bekövetkezett az atomerőművek történetének eddigi legsúlyosabb balesete. Az erőmű Kijevtől 100 km-re északra Pripjaty és Csernobül városok közelében helyezkedett el. Az RBMK-1000 reaktor vízhűtésű, víz és grafit moderátorú forralócsöves reaktortípus. Mint minden szovjet reaktor, a csernobüli reaktor sem rendelkezett biztonsági védőtartály épülettel, kontéjnmenttel.



Az RBMK-1000 reaktor vázlatrajza

A reaktortípus alapvetően konstrukciós hibával rendelkezett: a víz és a grafit jelenléte miatt alacsony teljesítményen labilis volt, itt a teljesítmény megszaladása könnyen bekövetkezhetett, ezért a reaktort tilos volt alacsony teljesítményen üzemeltetni. Ezen felül a grafit moderátor jelenléte fokozott tűzveszélyt is jelentett. A nagyon súlyos baleset fő oka az említett konstrukciós hiba volt mely rendkívül súlyos és felelőtlen emberi hibával párosult. A baleset időrendi eseményeit röviden az alábbiakban foglalhatjuk össze:

- 1986 április 25-én a reaktor karbantartási szünetének kezdete előtt nem nukleáris külső szakemberek egy ún. turbina kifutási kísérletet kívántak megismételni. A lecsökkentett teljesítményen végzett kísérletben arra kerestek választ, hogy turbina lekapcsolást eredményező kisebb üzemzavar esetén a generátor saját tehetetlenségénél fogva még mennyi ideig forog olyan sebességgel, melyhez tartozó generált elektromos energia még meghajtja a főkeringtető szivattyúkat, a dízel generátorok beindulása előtt. A kísérlet megkezdésére késő estig várniuk kellett, de már addig is szabálytalanul kikapcsolták a zóna vészhűtő rendszert beindító automatikát.

•Éjjel 11 óra körül hozzákezdték a kísérlethez, melynek első lépése keretében megkezdték a teljesítmény csökkentését. Sajnos azonban a teljesítmény csökkentést nem jól vezérelték, ezért a csökkentett, de még biztonságos teljesítmény alá került a reaktor teljesítménye. Ekkor a reaktort azonnal le kellett volna állítani, de az automatikát itt is kikapcsolták és megpróbálták a szabályozó rudak fölhúzásával a teljesítményt feljebb tornáztatni. Ez azonban a közismert „jódgödör” effektus miatt nem sikerült. Ezért az összes szabályozó rudat teljesen kihúzták a reaktorból és még a hűtővíz átáramlási sebességét is lecsökkentették.

•1 óra 23 perckor elkezdték a kifutási kísérletet és az egyik turbinát lekapcsolták, ennek eredményeként lassan csökkent az átáramoltatott hűtővíz mennyisége és a reaktor – mivel a labilis állapotban üzemelt – néhány másodperc alatt megszaladt. Az operátor észlelve a veszélyt le vészleállítást kísérelt meg, de a lefelé haladó szabályozó rudak már nem tudtak belépni a zónába a megolvadt elgörbült szerkezetek következtében. Igen rövid idő alatt 3000 MW teljesítmény helyett 100-szor akkora 300000 MW teljesítmény szabadult föl, mely hatalmas hőimpulzus pillanatok alatt elforraltta a hűtővizet és a gőzrobbanás szétvetette a reaktort. Az izzó cirkónium, acél, beton és grafit a vízből hidrogént és szén-monoxidot fejlesztett és a második, gőzrobbanás tovább rombolta a reaktort és a grafit meggyulladását okozta. A robbanások letépték a reaktor fedelét, elvitték az épület sarkát és a kiszabaduló radioaktív gázok, gőzök, valamint a grafit égésével levegőbe porlasztott illékony szilárd radioaktív anyagok közvetlenül a környezetbe kerültek. Egy részük a közelbe hullott ki, de a finomabb radioaktív por és a légnemű anyagok nagy távolságba és magasságba jutottak.

- Óriási emberáldozat és hősiesség árán a kisebb tüzeket hamar, a grafit tüzet kb. 1 hét alatt eloltották. Ezután a reaktor alaplemezen lévő izzó összeolvadt „láva” alá egy második vastagabb és hűthető vasbeton lemezt építettek, hogy az ún. „Kína szindróma” esetleges bekövetkezését megakadályozzák. Ezt követően egy vasbeton szerkezettel (szarkofággal) borították be a sérült reaktort. Ennek jelentős kockázati tényezője, hogy a megépített szarkofág a még épen maradt, de jelentős hő- és sugárdózist szenvedett épületszerkezetekre támaszkodik.

- A reaktort környező 30 kilométeres körzet a kihullás következtében jelentősen elszennyeződött, ebből a zónából 135000 embert ki kellett költöztetni. A radioaktív porfelhő Európa majd minden országába eljutott és több-kevesebb kihullás, vagy kimosódás révén jelentős területeket szennyezett el. A kezdeti nagyobb aktivitásokban a rövidebb élettartamú jód, asztácium izotópok, néhány év elteltével a hosszabb élettartamú cézium és stroncium izotópok domináltak.

Az ismertett két legnagyobb atomerőművi baleset mellett több kevésbé súlyos baleset is előfordult. Ennek ellenére az atomerőművek, különösképpen az újabb, úgynevezett inherens biztonságú erőművek biztonságosnak tekinthetők.

Hely	Ország	Idő	Radioaktivitás	Legfontosabb radionuklidok
Hiroshima és Nagaszaki	Japán	1945	$4 \cdot 10^{16}$	Hasadványok Aktinidák
Nukleáris légköri robbantások	USA, SZU, Anglia, Franciaország, Kína, India, Pakisztán	1963-1980	$2 \cdot 10^{20}$	Hasadványok Aktinidák
Windscale	Anglia	1957	$1 \cdot 10^{15}$	^{131}I
Cseljabinszk (Kisztim)	SZU	1957	$8 \cdot 10^{16}$	Hasadványok ^{80}Sr , ^{137}Cs
Harrisburg (TMI-2)	USA	1979	$1 \cdot 10^{12}$	Nemesgázok, ^{131}I

RADIOAKTÍV HULLADÉKOK

HULLADÉK: olyan anyag, amely egyéb célra már nem használható fel.

RADIOAKTÍV HULLADÉK: a háttérsugárzást meghaladó radioaktivitással rendelkező radioaktív izotópokat tartalmazó hulladék.

SZILÁRD

Helyhez kötött

CSEPPFOLYÓS

korlátolt mozgékony

GÁZ

mozgékony

Aktivitás (fajlagos aktivitás) szerint: **kisaktivitású, közepes aktivitású és nagyaktivitású hulladékokat** különböztetünk meg.

Felezési idő szerint rövid élettartamú, közepes élettartamú és hosszú élettartamú radioaktív hulladékokról beszélünk.

A radioaktív hulladékokat sokféleképpen osztályozhatjuk. Az osztályozásnál nem csak a sugárvédelmi szempontok lehetnek fontosak, hanem a hulladék halmazállapota, hogy tartalmaz-e valamilyen más okból kifolyólag veszélyes anyagot, például erős savat, vagy tűzveszélyes anyagot. Magyarországon a radioaktív hulladékok kategorizálása az MSZ 14344 számú szabvány alapján történik. Ebben halmazállapot, [aktivitás-koncentráció](#), [felületi dózisteljesítmény](#) és [felezési idő](#) szerint csoportosítják a radioaktív hulladékokat.

Aktivitás-koncentráció szerint osztályozva:

- kis aktivitású hulladékok (low level waste - LLW): $< 5 \cdot 10^5$ kBq/kg
- közepes aktivitású hulladékok (intermediate level waste - ILW): $5 \cdot 10^5 - 5 \cdot 10^8$ kBq/kg
- nagy aktivitású hulladékok (high level waste - HLW): $> 5 \cdot 10^8$ kBq/kg

Halmazállapot szerint osztályozva:

- szilárd hulladékok
- cseppfolyós hulladékok (tűzveszélyes, nem tűzveszélyes)
- légnemű hulladékok

Felezési idő szerint osztályozva:

- rövid élettartamú hulladékok: max. 30 nap a felezési idő
- közepes élettartamú hulladékok: max. 30 év a felezési idő
- hosszú élettartamú hulladékok: 30 év feletti a felezési idő

Felületi dózisteljesítmény szerint osztályozva:

- kis felületi dózisteljesítményű hulladékok: $< 3 \cdot 10^{-2}$ Gy/óra
- közepes dózisteljesítményű hulladékok: $3 \cdot 10^{-2} - 10^{-2}$ Gy/óra
- nagy dózisteljesítményű hulladékok: $> 10^{-2}$ Gy/óra

A különböző kategóriákba eső hulladékok különböző kezelési és elhelyezési módokat igényelnek.

A [kis aktivitású hulladékok](#) egészségkárosító hatása már nagyon alacsony. Míg a [közepes](#) és [nagy aktivitású hulladékok](#) esetében a biztonságos kezelhetőség és tárolhatóság érdekében mindig meg kell adni a hulladék izotópösszetételét, addig a kis aktivitású hulladékok esetében erre nincsen szükség. Amennyiben a hulladék egy bizonyos szintnél már kisebb veszélyt jelent a környezetére már nem kell szabályozást alkalmazni. Ezeket a szinteket hívjuk mentességi szinteknek. A mentességi szint fogalma 1997-ben került be a magyar törvénykezésbe, a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség ajánlása alapján.

[Mentességi szintnek](#) nevezzük az egyes radionuklidokra meghatározott azon [aktivitás](#) illetve [aktivitás-koncentráció](#) értékeket, amely alatt úgy tekintjük, hogy a hulladék már nem jelent veszélyt környezetére nézve. A mentességi szintek megállapítására nincs általános szabály, rendszerint külön táblázatokban adják meg az értékeket, izotóponként, aktivitásban és aktivitás-koncentrációban is.

A nagy aktivitású hulladékok esetében fontos figyelembe venni hulladék keletkezésének körülményeit is, mivel az elhelyezésüknél figyelembe kell venni, hogy milyen, a későbbiekben felhasználható anyagokat tartalmaznak. Továbbá a nagy aktivitású hulladékok esetében különösen fontos szempont, hogy tartalmaznak-e valamilyen más, nem sugárvédelmi szempontból is veszélyes anyagot, például erős savat. Az USA-ban ezekre a hulladékokra az ún. vegyes hulladék elnevezést használják, ekkor a hulladék veszélyessége nem kizárólag a nukleáris veszélyességből adódik.

Számos országban, például az USA-ban az [alfasugárzó](#) izotópokat tartalmazó hulladékokat is külön szabályok szerint kezelik, függetlenül aktivitás-koncentrációjuktól

Más felosztás szerint:

- Folyékony hulladékok koncentrátuma (iszapok, kimerült ioncserélő gyanták stb.)
- Szilárd hulladékok (éghető-nem éghető, alfa sugárzó nuklidot tartalmazó-nem tartalmazó)
- Speciális hulladékok (szerves besugárzott, felaktívált anyagok, leszerelési atomerőművek hulladékai, ^3H és ^{14}C tartalmú hulladékok)

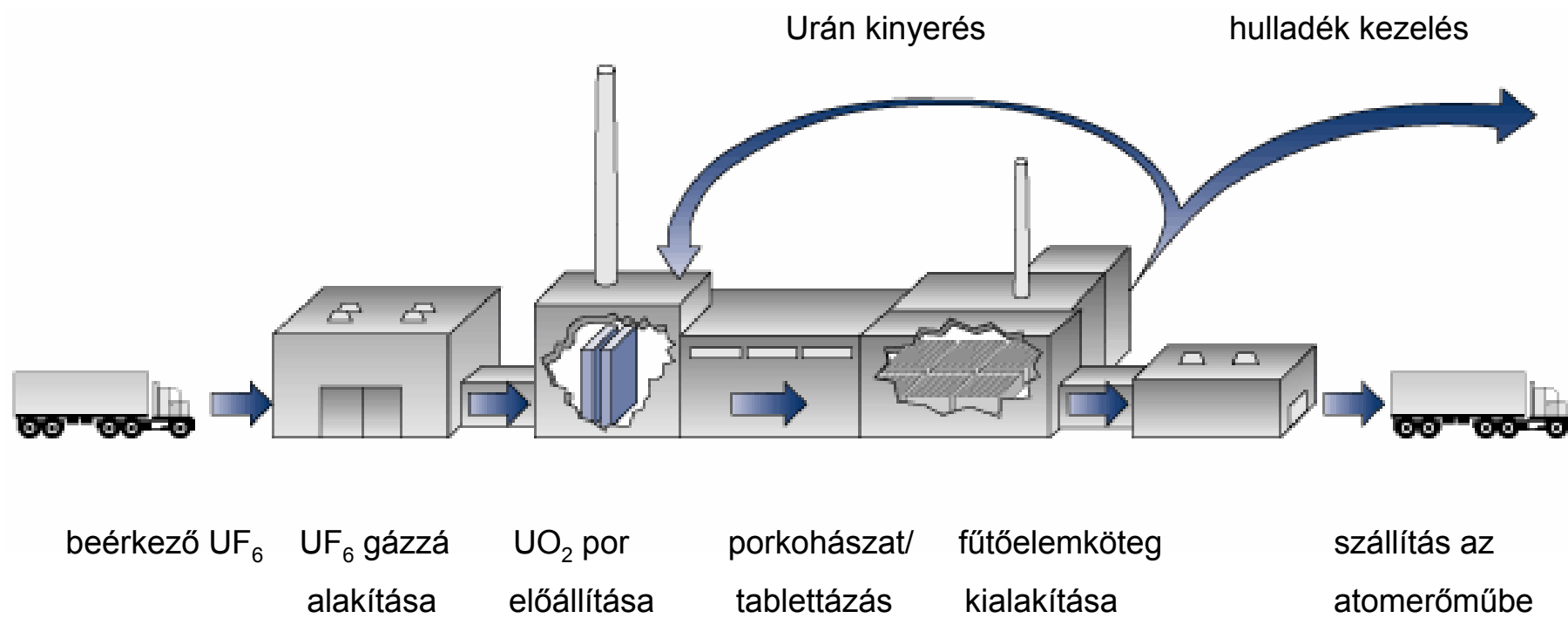
Hulladékforrások: fő forrás a nukleáris energiatermelés, emellett ipari, orvosi kutatási, oktatási és egyéb hulladékok.

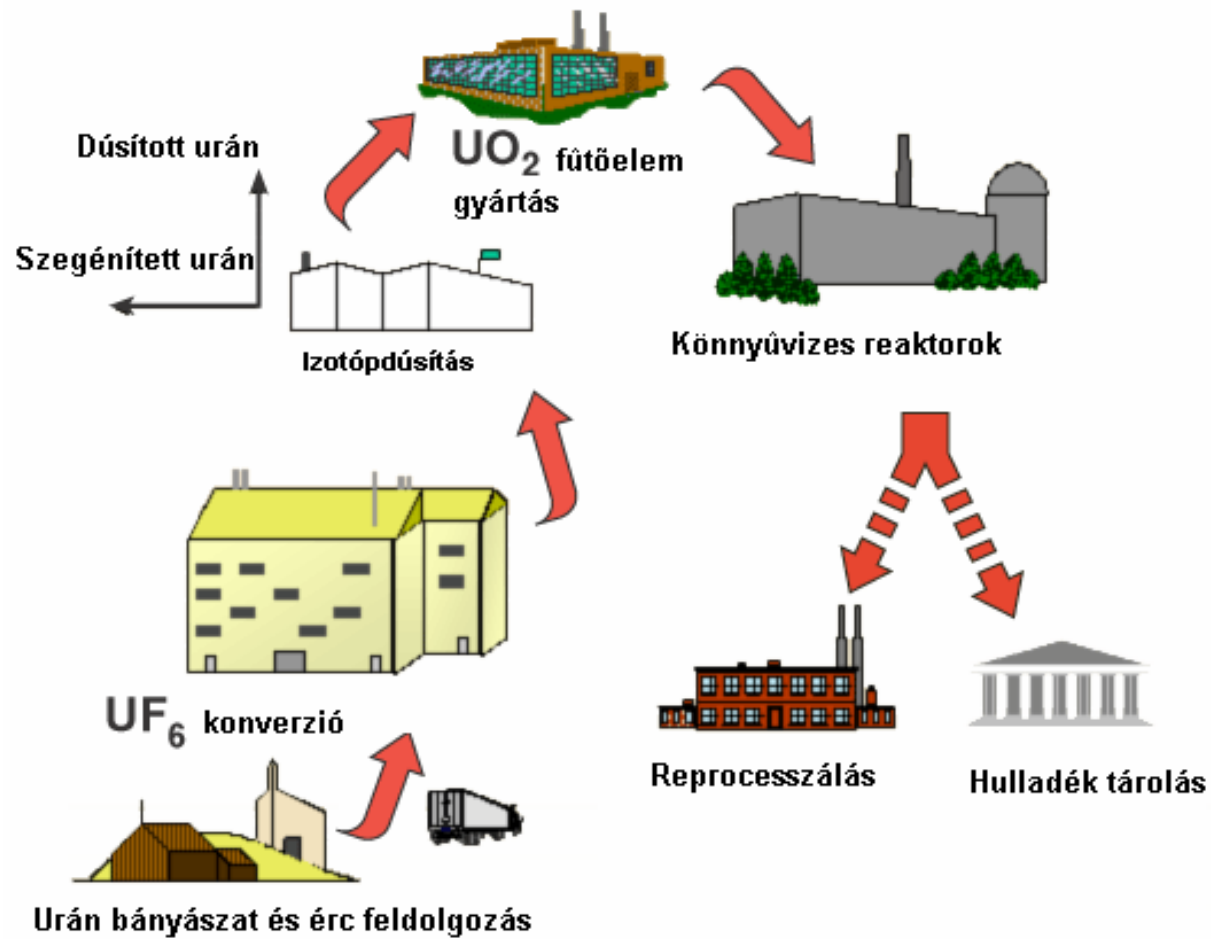
A fűtőelemciklus hulladékai:

- Bányászati, őrlési, feltárási hulladékok
- UF_6 konverziós hulladékok
- Dúsítási hulladékok
- Fűtőelemgyártási hulladékok
- Atomerőművi hulladékok
- Feldolgozási, reprocesszási hulladékok
- Átalakítási, szilárdítási, beágyazási és temetési hulladékok.

KISMENNYISÉGŰ RADIOAKTÍV HULLADÉK KELETKEZÉSE ELKERÜLHETETLEN!

EGYSZERŰSÍTETT FŰTŐELEM CIKLUS I





EGYSZERŰSÍTETT FŰTŐELEMCIKLUS II.

A bányászati, őrlési, feltárási, UF₆ konverziós, dúsítási és fűtőelemgyártási hulladékok döntően kisaktivitású hulladékok. Az itt keletkezett hulladékok forrásai az urán és bomlástermékei. Az uránvegyületek por formájában kerülhetnek a környezetbe és a feldolgozási lépések során a bomlástermékek közül a radon és a rádium említhető meg.

Atomerőművi nukleáris hulladékok

1. Hasadási termékek

A maghasadás során egy nehéz atommag (²³⁵U, ²³⁹Pu) egy becsapódó neutron hatására két kisebb részre (hasadvány magok) szakad. A hasadvány magok kezdeti nagy mozgási energiája sorozatos ütközések miatt hamar hővé alakul (ezt a hőt hasznosítja az atomerőmű), majd lelassulásuk után kialakul az elektronburkuk, így keletkeznek a hasadási termékek. Magfizikai okokból ezek a hasadási termékek β - és γ -sugárzó izotópok. Több mint 100 különféle radioizotóp, melyek a hasadás során keletkeztek. Egy, vagy többlépcsős bomlással bomlanak és a fűtőelem burkolat repedésein keresztül jutnak ki a hűtőközegbe. CSAK A GÁZ HALMAZÁLLAPOTÚ ÉS/VAGY HOSSZÚ FELEZÉSI IDEJŰ HASADVÁNY RADIONUKLIDOK FONTOSAK.

2. Aktinidák

A reaktorban száguldozó neutronok bizonyos valószínűséggel befogódhatnak egy atommagba, aminek éppen nekiütköznek. Ha ez egy nehéz atommag az üzemanyagban, akkor különböző, a természetben elő nem forduló transzurán (uránon túli) elemek keletkeznek. Ezek az elemek általában α - és γ -sugárzó izotópok.

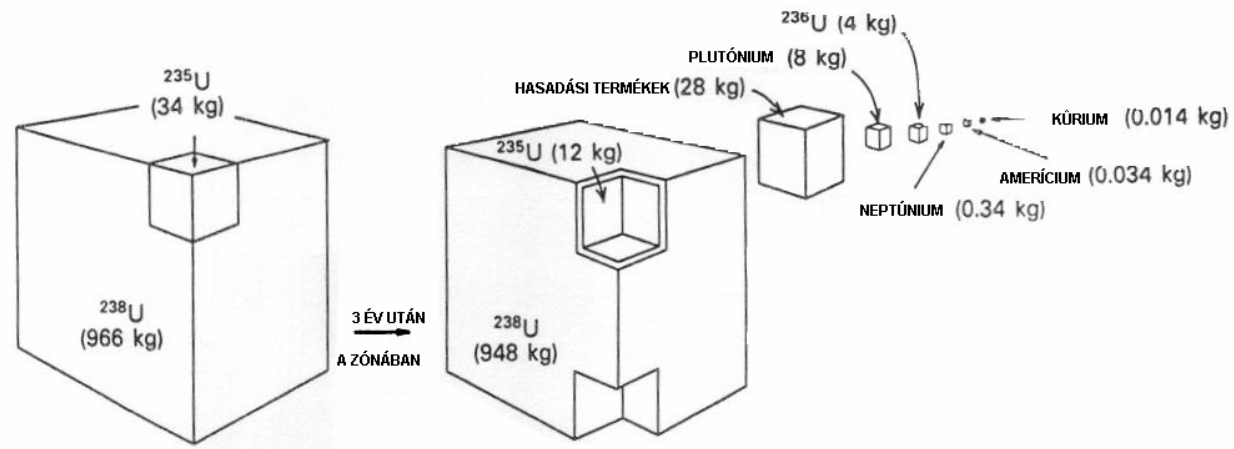
A hasadási termékek és az aktinidák az üzemanyagban keletkeznek, és csak elenyésző hányaduk jut ki az üzemanyagrudakból

3. Aktivációs termékek

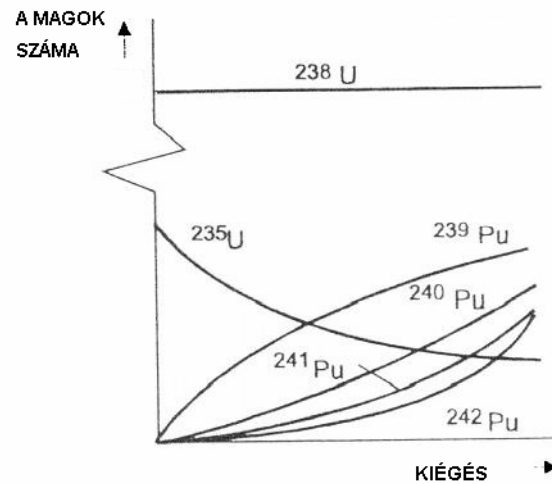
A neutronok befogódhatnak a reaktor szerkezeti anyagainak atommagjaiba is, ilyenkor β - és γ -sugárzó izotópok keletkeznek. Aktivációs termékek keletkezhetnek a hűtőközegben, a hűtőközegben oldott és lebegő állapotban jelenlévő anyagokban és a szerkezeti anyagokban.

A hasadvány termékek mennyisége:

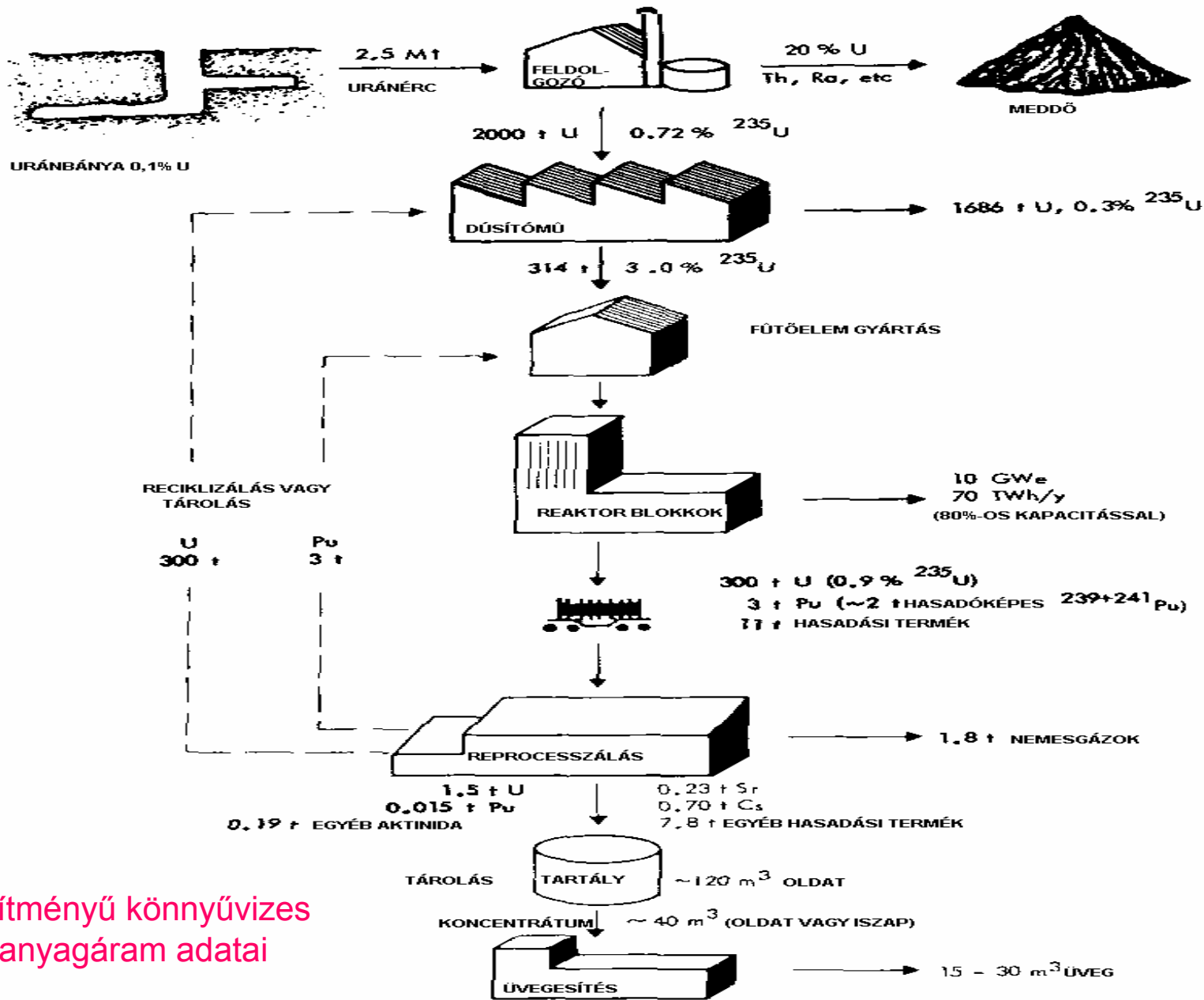
Minden MW.nap energiafejlődésnél 1,3 g ^{235}U „reagál”, ebből 86% a magok elhasadása, 14% neutronbefogásos transzurán képződés. Így ekkora teljesítménynél $0,86 \cdot 1,3 = 1,1$ g ^{235}U hasad el. Egy 3000 MW teljesítményű reaktor így naponta kb. 3,3 kg hasadvány terméket generál, ami évi 1200 kg hasadvány terméket jelent. Nagy sűrűsége miatt ez csak kb. 120 dm³ (50x50x50 cm-es kocka). Ugyanakkor a keletkezett hő és aktivitás óriási.



1t LWR fűtőelem „kiégése” 3 év után



A hasadóanyagok mennyisége a „kiégés” függvényében



1 GWh teljesítményű könnyűvizes reaktor éves anyagáram adatai

1000 MWe TELJESÍTMÉNŰ LWR AKTIVITÁS KÉSZLETE

Termék-csoport	Az üzemelő reaktor radioaktivitáskészlete, 10^6 GBq (10^6 Ci), %	Az eltávolított kiégett üzemanyag radioaktivitáskészlete, 10^6 GBq/év (10^6 Ci/év), %		
		Kiszereleskor	150 nap hűtés után	10 év hűtés után
Hasadási termékek	4,429·10 ⁵ (11970) 76,75%	1,469·10 ⁵ (3970) 76,76%	4810 (130) 96,00%	369,26 (9,98) 78,96%
Aktinidák	1,337·10 ⁵ (3614) 23,17%	4,433·10 ⁴ (1198) 23,16%	164,65 (4,45) 3,29%	94,35 (2,55) 20,18%
Aktivációs termékek	477,3 (12,9) 0,08%	158,36 (4,28) 0,08%	35,779 (0,967) 0,71%	4,033 (0,109) 0,86%
Összesen	5,771·10 ⁵ (15596,9) 100%	1,914·10 ⁵ (5172,28) 100%	5010,43 (135,417) 100%	467,64 (12,639) 100%

FELAKTIVÁLÓDÁSI ALAPADATOK

Reakció	$\sigma_{a,0}$, barn	Termék felezési ideje	E_{γ} , MeV
30-Si (n, γ) 31-Si	0,11	2,65 h	1,26
46-Ca (n, γ) 47-Ca	0,25	4,9 d	1,31; 0,82; 0,49
50-Cr (n, γ) 51-Cr	13,5	27,8 d	0,32
55-Mn (n, γ) 56-Mn	13,4	2,58 h	3,13; 2,98; 2,65; 1,81; 0,845
58-Fe (n, γ) 59-Fe	0,9	45,1 d	1,29; 1,10; 0,191
59-Co (n, γ) 60-Co	20	5,3 a	1,33; 1,17
64-Ni (n, γ) 65-Ni	1,6	2,56 h	1,49; 1,12; 0,37
63-Cu (n, γ) 64-Cu	3,9	12,87 h	1,34
98-Mo (n, γ) 99-Mo	0,45	67 h	0,78; 0,74; 0,377; 0,181; 0,041
106-Cd (n, γ) 107-Cd	1	6,7 h	0,846
130-Ba (n, γ) 131-Ba	10,1	11,6 d	1,03; 0,82; 0,495; 0,245; 0,122
132-Ba (n, γ) 133-Ba	7	7,2 a	0,360; 0,292; 0,081; 0,070
180-W (n, γ) 181-W	10	140 d	0,152; 0,136

A radioaktivitás-készlet alakulása a reaktor leállítása után

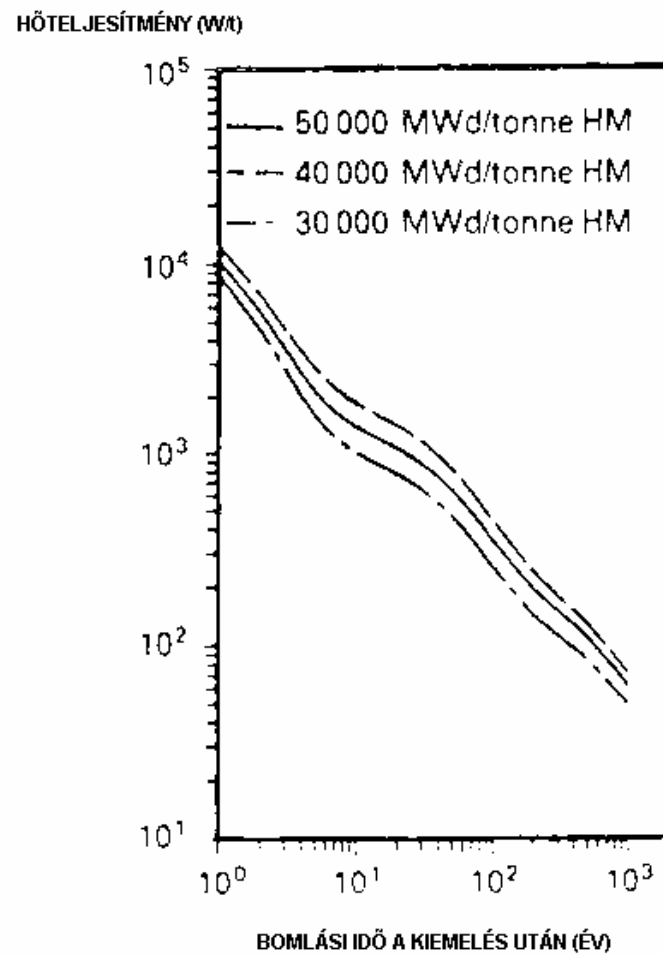
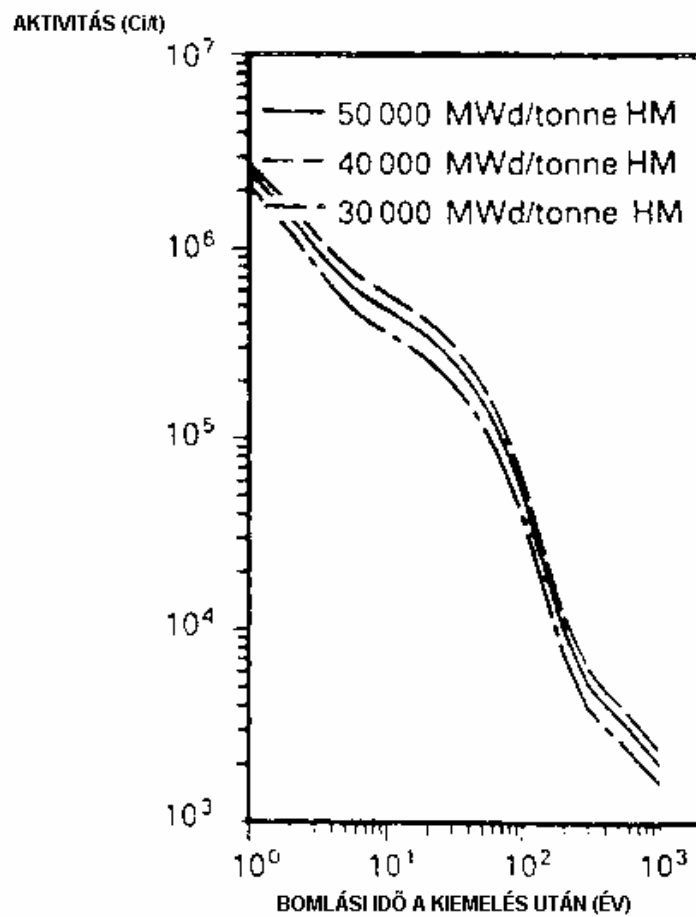
Termék-csoport	Radioizotóp	Felezési idő	Fajlagos aktivitás, Ci/tonna üzemanyag				
			Kiszereleskor	1 év hűtés után	3 év hűtés után	5 év hűtés után	7 év hűtés után
Hasadási termékek	H-3(T)	12,4 a	4,98E+02	4,70E+02	4,21E+02	3,76E+02	3,36E+02
	Kr-85	10,7 a	9,40E+03	8,82E+03	7,75E+03	6,81E+03	5,98E+03
	Sr-90	29,1 a	7,47E+04	7,30E+04	6,96E+04	6,63E+04	6,32E+04
	Y-90	64,0 h	7,86E+04	7,30E+04	6,96E+04	6,63E+04	6,33E+04
	Zr-95	64,0 d	1,47E+06	2,81E+04	1,03E+01	3,77E-03	1,38E-06
	Nb-95	35,2 d	1,46E+06	6,32E+04	2,28E+01	8,36E-03	3,06E-06
	Ru-106	368,2d	5,00E+05	2,51E+05	6,36E+04	1,61E+04	4,06E+03
	Rh-106	29,9 s	5,46E+05	2,51E+05	6,36E+04	1,61E+04	4,06E+03
	Cs-134	2,1 a	1,57E+05	1,12E+05	5,71E+04	2,92E+04	1,49E+04
	Cs-137	30,0 a	1,07E+05	1,04E+05	9,94E+04	9,49E+04	9,06E+04
	Ba-137m	2,6 m	1,01E+05	9,85E+04	9,40E+04	8,98E+04	8,57E+04
	Ce-144	284,3 d	1,10E+06	4,50E+05	7,59E+04	1,28E+04	2,15E+03
	Pr-144	17,3min	1,11E+06	4,50E+05	7,59E+04	1,28E+04	2,15E+03
	Pm-147	2,6 a	1,53E+05	1,23E+05	7,26E+04	4,28E+04	2,52E+04
	Eu-154	8,6 a	1,23E+04	1,13E+04	9,64E+03	8,20E+03	6,98E+03
Összesen			6,879E+06	2,097E+06	7,914E+05	4,625E+05	3,686E+05
Aktívációs termékek	Mn-54	312,5 d	7,13E+03	3,17E+03	6,28E+02	1,24E+02	2,46E+01
	Fe-55	2,6 a	6,21E+04	4,76E+04	2,79E+04	1,64E+04	9,61E+03
	Co-60	5,3 a	2,05E+04	1,80E+04	1,38E+04	1,06E+04	8,17E+03
	Ni-63	92,1 a	2,48E+03	2,46E+03	2,42E+03	2,39E+03	2,35E+03
	Sr-90	29,1 a	2,25E-03	2,20E-03	2,09E-03	2,00E-03	1,90E-03
	Y-90	64,0 h	2,58E-03	2,20E-03	2,09E-03	2,00E-03	1,90E-03
	Zr-95	64,0 d	6,23E+04	1,19E+03	4,37E-01	1,60E-04	5,86E-08
	Nb-95	35,2 d	6,10E+04	2,67E+03	9,62E-01	3,52E-04	1,29E-07
Ta-182	115,0 d	1,90E+05	2,10E+04	2,57E+02	3,15E+00	3,86E-02	
Összesen			4,103E+05	9,609E+04	4,506E+04	2,952E+04	2,015E+04
Aktívációs termékek	U-234	2,45E+05a	9,06E-01	9,13E-01	9,26E-01	9,40E-01	9,54E-01
	U-235	7,05E+08a	1,78E-02	1,78E-02	1,79E-02	1,79E-02	1,79E-02
	U-236	2,34E+07a	2,62E-01	2,62E-01	2,62E-01	2,62E-01	2,62E-01
	U-238	4,47E+09a	3,17E-01	3,17E-01	3,17E-01	3,17E-01	3,17E-01
	Np-237	2,13E+06a	3,00E-01	3,07E-01	3,07E-01	3,08E-01	3,09E-01
	Np-239	2,4 d	1,95E+07	1,67E+01	1,67E+01	1,67E+01	1,67E+01
	Pu-238	87,8 a	2,26E+03	2,43E+03	2,43E+03	2,39E+03	2,36E+03
	Pu-239	2,41E+04a	3,35E+02	3,40E+02	3,40E+02	3,40E+02	3,40E+02
	Pu-240	6,54E+03a	5,08E+02	5,08E+02	5,08E+02	5,09E+02	5,09E+02
	Pu-241	14,4 a	1,25E+05	1,19E+05	1,08E+05	9,85E+04	8,95E+04
	Pu-242	3,87E+05a	1,86E+00	1,86E+00	1,86E+00	1,86E+00	1,86E+00
	Am-241	433 a	1,27E+02	3,23E+02	6,86E+02	1,02E+03	1,31E+03
Am-243	7380 a	1,67E+01	1,67E+01	1,67E+01	1,67E+01	1,67E+01	
Cm-242	163,2 d	4,11E+04	8,78E+03	3,98E+02	2,09E+01	3,89E+00	
Cm-244	18,1 a	1,94E+03	1,87E+03	1,73E+03	1,60E+03	1,49E+03	
Összesen			1,976E+07	1,333E+05	1,141E+05	1,044E+05	9,555E+04
Mindösszesen			2,696E+07	2,326E+06	9,506E+05	5,964E+05	4,845E+05

A HÜTŐKÖZEG KÖZELITŐ ÖSSZETÉTELE

IZOTÓP	FELEZÉSI IDŐ	AKTIVITÁS KONCENTRÁCIÓ	
		BWR ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	PWR ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
NEMESGÁZOK			
Kr-83m	1.86 h	0.006	0.04
Kr-85m	4.4 h	0.004	0.2
Kr-85	10.8 yr	0.00001	0.02
Kr-87	76.0 min	0.01	0.1
Kr-88	2.8 h	0.01	0.4
Xe-133	5.27 day	0.005	6.5
Xe-135m	16.0 min	0.015	0.05
Xe-135	9.2 h	0.015	2.0
Xe-137	3.8 min	0.08	0.2
Xe-138	14.0 min	0.05	0.2
JÓD IZOTÓPOK			
I-131	8.05 day	0.005	0.4
I-132	2.3 h	0.04	0.1
I-133	21.0 h	0.03	0.5
I-135	67.0 h	0.04	0.25
H-3 (tritium)		0.005	0.1
HASADÁSI TERMÉKEK			
Sr-90	28.8 yr	0.0001	0.01
Zr-95	65.0 day	0.00003	0.00006
Mo-99	66.0 h	0.008	0.4
Ru-103	39.6 day	0.00002	0.00004
Ru-106	1.0 yr	0.000006	0.00001
Te-131	25.0 min	0.001	0.005
Cs-134	2.07 yr	0.0003	0.02
Cs-136	13.0 day	0.0001	0.01
Cs-137	30.2 yr	0.0002	0.02
Ba-140	12.8 day	0.005	0.01
Ce-144	290.0 day	0.00002	0.0002
AKTIVÁCIÓS TERMÉKEK			
Cr-51	28.0 day	0.0005	0.0008
Fe-55	2.6 yr	0.0015	0.0015
Co-58	71.0 day	0.003	0.006
Co-60	5.2 yr	0.0003	0.001

KÖNNYŰVIZES ATOMERŐMŰ HÜTŐVIZÉBEN ELŐFORDULÓ RADIOAKTÍV IZOTÓPOK

IZOTÓP	REAKCIÓ	FELEZÉSI IDŐ	BOMLÁS ENERGIAJA (MeV)
VÍZ AKTIVÁLÁSI TERMÉKEI			
H-3 ^a	H-2 (<i>n, γ</i>) Fission product	12.26 yr	0.0186 ^b
	B-10 (<i>n, α</i>) Li-6 (<i>n, α</i>)		
N-13	O-16 (<i>p, α</i>)	10.0 min	2.21
N-16	O-16 (<i>n, p</i>)	7.4 s	10.4
	N-15 (<i>n, γ</i>)		
N-17	O-17 (<i>n, p</i>)	4.14 s	8.8
O-19	O-18 (<i>n, γ</i>)	29.0 s	4.80
F-18	O-18 (<i>p, n</i>)	1.87 h	1.67
Ar-37 ^b	Ar-36 (<i>n, γ</i>)	35.0 day	0.82
Ar-41 ^b	Ar-40 (<i>n, γ</i>)	1.83 h	2.49
FELAKTIVÁLT SZENNYEZŐDÉSEK			
Na-24	Al-27 (<i>n, α</i>) Na-23 (<i>n, γ</i>)	15.0 h	5.51
Al-28	Al-27 (<i>n, γ</i>)	2.30 min	4.65
Si-31	P-31 (<i>n, p</i>)	2.62 h	1.48
Cl-38	Cl-37 (<i>n, γ</i>)	37.3 min	4.8
Ar-37	Ar-36 (<i>n, γ</i>)	35.0 day	0.82
Ar-41	Ar-40 (<i>n, γ</i>)	1.83 h	2.49
Ca-45	Ca-44 (<i>n, γ</i>)	160.0 day	0.25
Cr-51	Cr-50 (<i>n, γ</i>)	27.8 day	0.75
Mn-54	Fe-54 (<i>n, p</i>)	280.0 day	1.38
Fe-55	Fe-54 (<i>n, γ</i>)	2.6 yr	0.22
Mn-56	Fe-56 (<i>n, p</i>) Mn-55 (<i>n, γ</i>)	2.58 h	3.70
Co-58	Ni-58 (<i>n, p</i>)	71.0 day	2.31
Fe-59	Co-59 (<i>n, p</i>)	45.0 day	1.56
Co-60	Co-59 (<i>n, γ</i>)	5.27 yr	2.81
Cu-64	Cu-63 (<i>n, γ</i>)	12.9 h	
Ni-65	Ni-64 (<i>n, γ</i>)	2.56 h	2.10
Zn-65	Zn-64 (<i>n, γ</i>)	245.0 day	1.35
Cu-66	Cu-65 (<i>n, γ</i>)	5.1 min	2.63
Sr-89	Sr-88 (<i>n, γ</i>)	51.0 day	1.46
Zr-95	Zr-94 (<i>n, γ</i>)	65.0 day	1.12
Hf-181	Hf-180 (<i>n, γ</i>)	45.0 day	1.02
Ta-182	Ta-181 (<i>n, γ</i>)	115.0 day	1.73
Ta-183	Ta-182 (<i>n, γ</i>)	5.0 day	1.07
W-187	W-186 (<i>n, γ</i>)	24.0 h	1.3



Kiégett fűtőelemek aktivitása és hőteljesítménye különböző kiegészi szintek esetén

Az említett radioaktív izotópok jelennek meg az atomerőmű üzeme során keletkező hulladékokban. A hulladékokat 3 fő csoportra lehet felosztani:

1. Kis- és közepes aktivitású technológiai hulladékok

Ide főleg a szerelési munkák során elszennyeződött ruhadarabok, szerszámok, illetve a primer körű hűtővízből a szennyeződések eltávolításához felhasznált ioncserélő gyanták tartoznak. A szükséges tipikus tárolási idő néhány száz év. A paksi atomerőműben évente átlagosan 120 m³ szilárd és 250 m³ folyékony [kis- és közepes aktivitású hulladék](#) keletkezik, az össztömeg kb. 600 tonna.

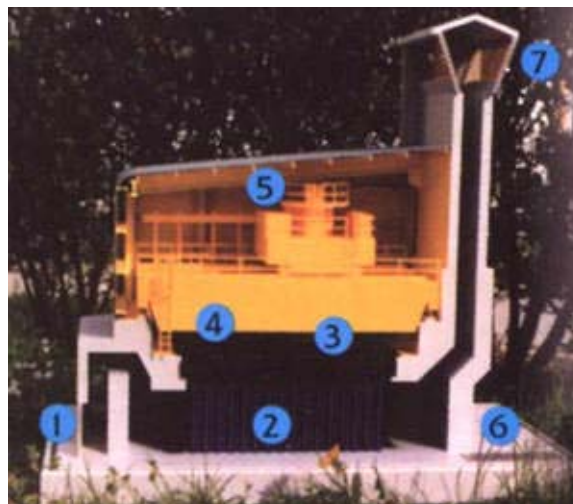
2. Nagy aktivitású hulladék

Ez a legnagyobb gondot okozó része az egész üzemanyagciklusnak. A kiégett üzemanyag (illetve az esetleges feldolgozása után keletkező maradék) tartozik ide. A mennyisége kicsi: Pakson évente 55 tonna, azaz kb. 5 m³ kiégett üzemanyag keletkezik. A tipikus tárolási idő a jelenlegi technológia mellett kb. egymillió év - ez technikailag már ma megoldható lenne, de sok ország inkább más módszereket (pl. [transzmutáció](#)) fejleszt, és a [nagy aktivitású hulladékot](#) átmeneti tárolókban őrzi.

Nagy aktivitású hulladék-High-Level Waste (HLW) (fontosabb hosszú felezési idejű nuklidok)

Hasadási termékek		Aktinidák	
Nuklid	Felezési idő (év)	Nuklid	Felezési idő (év)
Sr-90	28.8	Np-237	2.1×10^6
Tc-99	210,000	Pu-238	89
Ru-106	1.0	Pu-239	2.4×10^4
Sb-125	2.7	Pu-240	6.8×10^3
Cs-134	2.1	Pu-241	13
Cs-137	30	Pu-242	3.8×10^5
Pm-147	2.6	Am-241	458
Sm-151	90	Am-243	7.6×10^3
Eu-155	1.8	Cm-244	18.1

A kiégett üzemanyag a benne történő radioaktív bomlások mértéke miatt komoly hőforrás is. Ezért a reaktorból való kivétele után az első néhány évben víz alatt tárolják, mivel azt hűteni kell. Később, mikor már a léghűtés is elegendő, a kiégett üzemanyag elszállítható az atomerőműből.



- 1 Levegő belépés
- 2 Üzemanyag kazetták tároló csövei
- 3 Sugárvédő záródugók
- 4 Biztonsági burkolat
- 5 Üzemanyag átrakó gép
- 6 Megerősített vasbeton épületszerkezet
- 7 Levegő kilépés

Kiégett Kazetták Átmeneti Tárolója, Paks

3. Az erőmű leszerelésekor keletkező hulladék

Az atomerőmű lebontásakor ([leszerelés](#)) nagy mennyiségű (pl. Pakson blokkonként 20000 m³) kis- és közepes aktivitású hulladék keletkezik, aminek a kezelése hasonló az 1. pontban említett hulladékhoz

Az atomerőművekből kikerülő kiégett fűtőelemekben 3 fő radioaktív komponens található:

- A még el nem hasadt ^{235}U magok, a még el nem reagált ^{238}U (és ^{235}U) magok
- Az ^{238}U -ból és a ^{235}U -ból neutronbefogással keletkezett transzurán magok köztük a frissen keletkezett és el nem hasadt ^{239}Pu magok
- Az ^{235}U (és ^{239}Pu) hasadása révén keletkezett hasadvány radioizotópok

A kiégett fűtőelemek feldolgozása a reprocessálás tulajdonképpen ezen 3 komponens csoport különválasztását jelenti.

A **reprocessálás** jelenleg alkalmazott technológiájánál a kiégett üzemanyagot először feldarabolják, majd salétromsavban feloldják. A fűtőelemek cirkóniumötvözetből készített burkolata nem oldódik fel, azt először leszűrik. A keletkezett oldatból egy szerves vegyület (tributilfoszfát) segítségével kiextrahálják a plutóniumot és az uránt. A maradék oldat a hulladék (benne a plutóniumon kívüli transzuránokkal és a hasadási termékekkel). A daraboláskor és oldáskor keletkező gázok közül a jódgőzőket és a többi légnemű radioaktív anyagot kiszűrik, a nemesgázokat pedig felhígítás után kiengedik a légkörbe.

Az uránt és a plutóniumot elválasztják egymástól. Az uránt dúsításhoz újra fel lehet használni, a plutóniumból pedig plutónium-dioxidot (PuO_2) gyártanak, ami urán-dioxidhoz (UO_2) keverve a MOX (Mixed-OXid fuel, kevert oxid üzemanyag) alapanyaga. Így a kiégett üzemanyag nagy része (tömegének több, mint 95%-a) újrahasznosítható, és csak a tényleges hulladékot kell kezelni és eltemetni.

A reprocesszálás során az alábbi hulladékok keletkeznek:

- Burkolati hulladék
- Nagyaktivitású hulladék (HLW)
- Gáz-effluens hulladékok (pl. 85Kr)
- Kisaktivitású hulladékok (LLW)
- Transzurán tartalmú hulladékok (TRU)

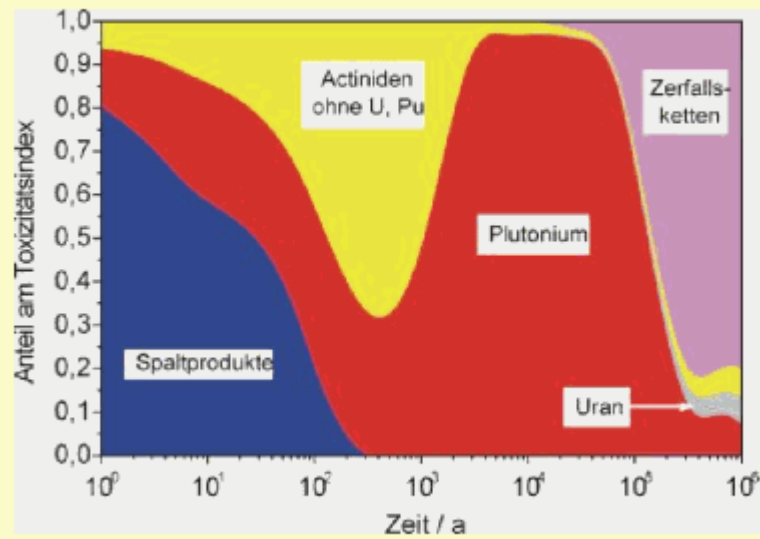


Kiégett üzemanyag átmeneti tárolómedencéje egy franciaországi reprocesszáló üzemben.

Gáz-effluens hulladékok

Nuklid	Felezési idő	Aktivitás (curie/év)		
		30 perc	1-nap	60 nap
Kr*-83	1.86 óra	90,000	12	0
Kr-85	10.8 év	250	250	250
Kr*-85	4.4 óra	160,000	3900	0
Kr-87	2.8 óra	510,000	1500	0
Xe*-131	11.9 nap	420	150	10
Xe-133	5.3 nap	160,000	22,000	50
Xe*-133	2.3 nap	6000	50	0
Xe-135	9.2 óra	540,000	0	0
Xe-138	14 perc	780,000	0	0

Transmutation

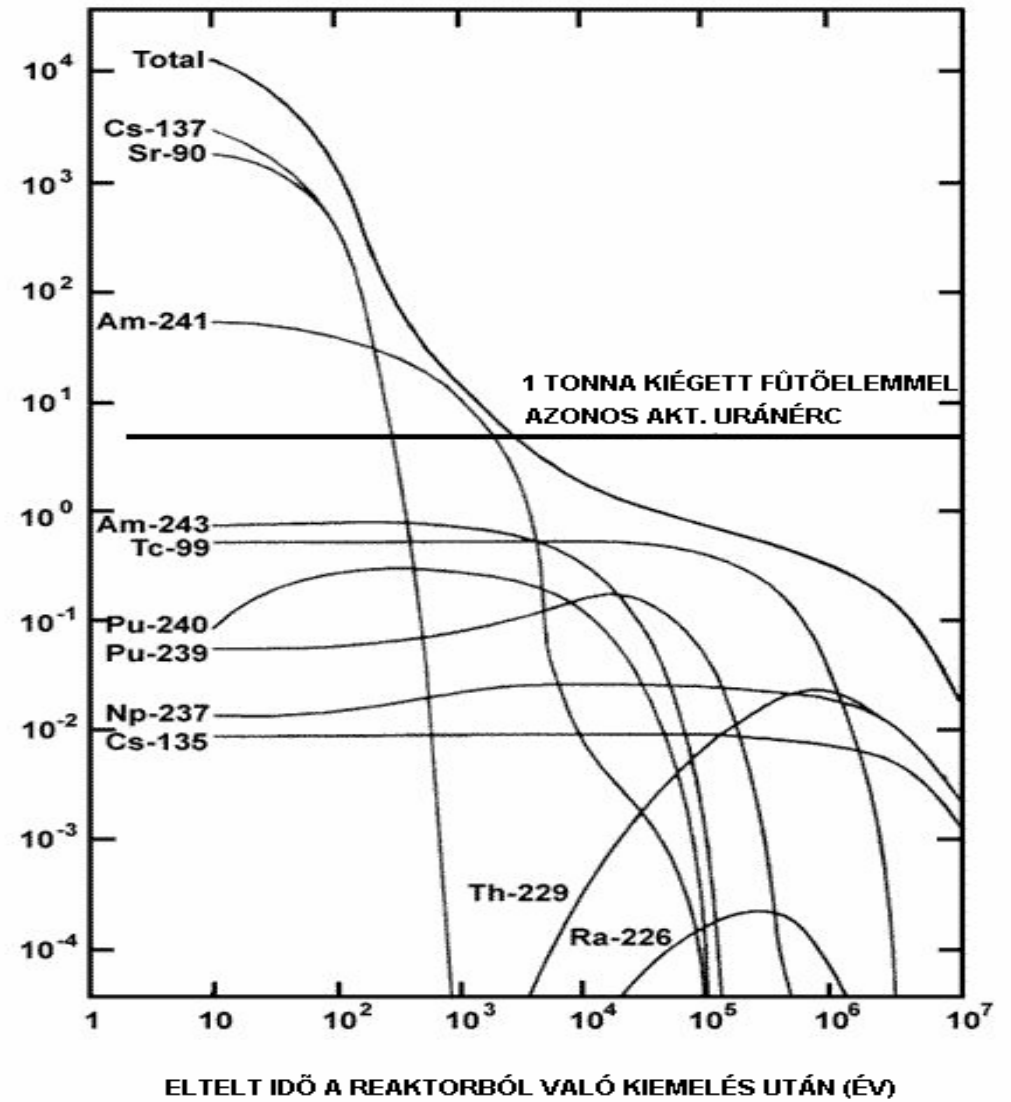


26.03.2002

Kern- und Entsorgungstechnik von U. J. Schrewe

241

TBq



HULLADÉKKEZELŐ MÓDSZEREK

Alapelv: mivel jelenlegi technológiával a radioaktív bomlás nem gyorsítható, két lehetőség maradt:

1. Hígítás és szétterítés.

2. Koncentrálás és tárolás

ALARA elv : a lehetőség szerinti legkisebb kockázattal kell a kezelést elvégezni (as low as reasonable achievable)

A radioaktív hulladékokat a végleges elhelyezés előtt szinte kivétel nélkül hosszabb-rövidebb ideig átmeneti tárolókban helyezik el. Nagy aktivitású hulladékok esetén az átmeneti tárolókra azért van szükség, hogy biztosítsuk az eleinte jelentős hőt fejlesztő hulladék megfelelő hűtését. Az atomerőművek kiégett fűtőelemeit például néhány évig vizes hűtést biztosító ún. pihentető medencében, majd általában 50 évig egy levegőhűtésű átmeneti tárolóban helyezik el, és csak ezután kerülhetnek végleges helyükre.

A kis- és közepes aktivitású radioaktív hulladékok hőfejlesztése többnyire elhanyagolható, ezért esetükben az átmeneti tárolás oka inkább csak a hulladékok gyűjtésének, osztályozásának és kezelésének megkönnyítése, vagy egyszerűen a végleges tároló hiánya (ez a helyzet jelenleg hazánkban is). Ezekkel az átmeneti tárolókkal szemben támasztott legfontosabb követelmény, hogy (legfeljebb) néhány évtizeden keresztül biztosítsák a radioaktív anyagok tárolását, felügyelet mellett. Azaz, ha bármiféle probléma merül fel a radionuklidok elszigetelésével, az a monitorozó rendszer segítségével azonnal mérhető, és súlyosabb következmények nélkül közbe lehet avatkozni

A radioaktív hulladékok feldolgozásának szokásos menete:

a gyűjtés,

az osztályozás-válogatás,

az előkészítés,

a térfogatcsökkentés,

a szilárdítás-kondicionálás,

a minősítés

és az átmeneti vagy végleges tárolás (temetés).

A hulladékokat éghetőségük, [halmazállapotuk, aktivitás-koncentrációjuk](#) illetve kémiai összetételük szerint osztályozzák. A kémiai összetétel nem csak a radioaktivitás szempontjából érdekes. A hulladékok összegyűjtése után feljegyzik azok megnevezését, becsült aktivitását, a szilárd hulladékok esetében a felületi [dózisegyenérték](#)-teljesítményt, folyékony hulladékok esetében a pH-t, a keletkezés helyét, idejét, s a hulladékban levő inaktív komponenseket. Ha a hulladék sugárforrást is tartalmaz, annak az adatait külön fel kell tüntetni.

A radioaktív hulladékok feldolgozásának a célja mindig a lehető legkisebb térfogatú, szilárd halmazállapotú hulladék előállítása. Így oldható meg ugyanis a biztonságos és gazdaságos elhelyezés.

A térfogatcsökkentés csak a kis és közepes aktivitás-koncentrációjú hulladékokra alkalmazható.

A térfogatcsökkentés történhet: tömörítéssel, égetéssel, bepárlással, extrakcióval, szorpcióval (ioncserével).

Magyarországon a hulladékok térfogatát tömörítéssel, bepárlással és szorpcióval csökkentik.

A szilárdítás-kondicionálás során a hulladékban található radioaktív részeket megkötik, mozgásukat megakadályozzák. A radioaktív hulladék megszilárdítása jelenti az első gátat, hogy ne juthasson ki radioaktív szennyezés a környezetbe miután a hulladékot elhelyezték. A hulladékot a szilárdítás-kondicionálás során különféle kötőanyagokba ágyazzák be.

A szilárdítás-kondicionálás kis, közepes és nagy aktivitás-koncentrációjú hulladékokra egyaránt alkalmazható. Kis aktivitások esetén általában az olcsóbb megoldást, vagyis a cementezést, bitumenezést alkalmazzák. A jelentős hőtermelésű, nagy aktivitású hulladékok esetén az üvegesítés a megfelelő megoldás.

A legújabb hulladék szilárdító eljárásokban műanyagokkal is kísérleteznek, a különféle rögzítő anyagokba különböző típusú műanyagokat kevernek, ezzel javítani lehet a bitumennel ill. a cementtel szilárdított hulladékok tulajdonságait, kisebb térfogatú cementezett hulladékot lehet előállítani. Egyes különleges hulladékokat leginkább műanyag adagolásával lehet megkötni. Néhány helyen fém szilárdító anyagokat is alkalmaznak. Ezeket az alacsony olvadáspontú fémeket általában a reprocesszáló üzemek hulladékának a megszilárdításához használják

A szilárdítás- kondicionálás után a hulladékokat minősítik, majd temetik.

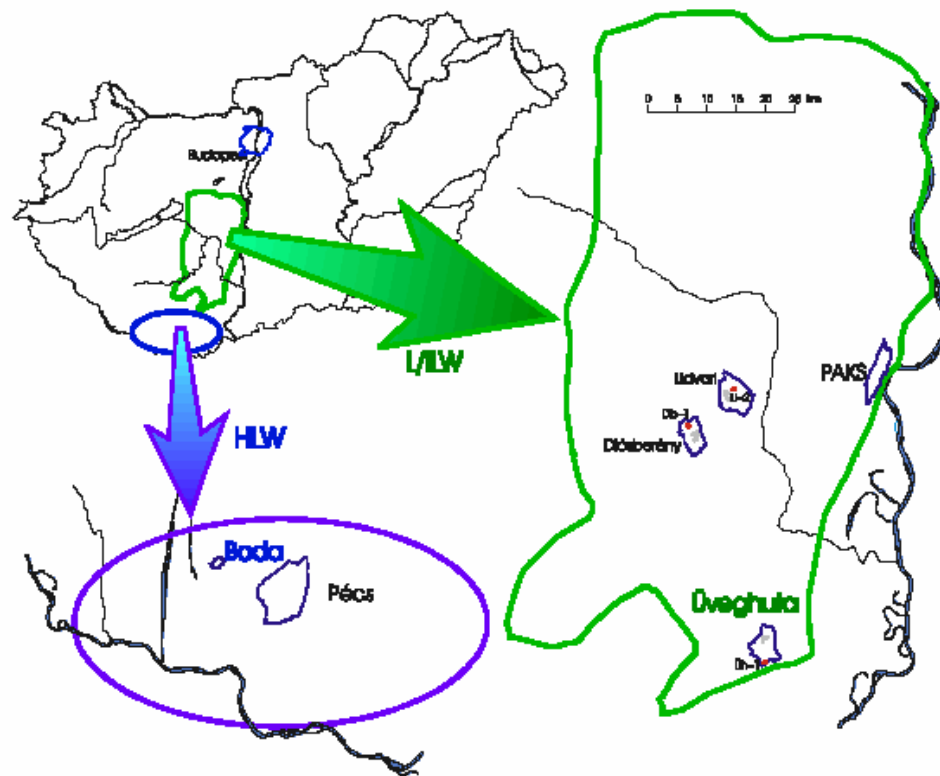
A radioaktív hulladék-tárolók két fő csoportja:

a felszín közeli,
és a mélységi tárolók

<i>helyszín</i>	<i>környezet</i>	Nagy aktivitású és/vagy hosszú élettartamú hull.	Közepes aktivitású hulladék	Kis aktivitású hulladék
felszín közeli elhelyezés	száraz	nem ajánlott	szilárd, becsomagolt formában lehetséges	
	nedves	nem ajánlott	szilárd, becsomagolt formában lehetséges, de több műszaki gáttal	
elhelyezés bányákban v. sziklaüregben	száraz	lehetséges, a körülményektől függően	szilárd, esetleg csomagolt formában lehetséges	
	nedves	nem ajánlott	szilárd, csomagolt formában lehetséges	
elhelyezés mély geológiai alakzatokban	száraz	szilárd, becsomagolt formában lehetséges		
	nedves	szilárd, becsomagolt formában lehetséges, de több műszaki gáttal	alkalmazható, de a szükségesnél esetleg szigorúbb	



◀A Püspökszilágyi hulladéktároló



Kisaktivitású (LLW) és nagyaktivitású (HLW) radioaktív hulladékok lehetséges elhelyezése Magyarországon