

ATOMERŐMŰVEK VALÓSZÍNŰSÉGI BIZTONSÁGI ELEMZÉSE

Bareith Attila
bareith@nubiki.hu

2015. június 15.

Terminológia

- Eredetileg a *valószínűségi kockázatelemzés (Probabilistic Risk Assessment – PRA)* kifejezést vezették be az USA-ban
 - Az úgynevezett számszerű kockázatelemzés (*Quantitative Risk Assessment – QRA*) atomerőművekre alkalmazott változatáról van szó
 - Kockázati szintek számszerűsítését és előre kitűzött célokkal / kritériumokkal történő összehasonlítását jelenti többféle olyan lehetséges következmény figyelembevételével, amellyel atomerőművek üzemeltetése kapcsán számolni kell
- A valószínűségi biztonsági elemzés (*Probabilistic Safety Assessment – PSA*) kifejezés használata is elterjedt, különösen Európában

Tartalom

- Előzmények
- A PSA szintjei és céljai
- Terjedelem
- Az elemzés menete
- Hazai helyzet
- Fő tendenciák
- Ajánlott szakirodalom

Előzmények

- Egy „műszaki” rendszer strukturált megbízhatósági elemzése a II. világháború idejére nyúlik vissza (V-2 rakéta)
- Hibamód- és hibahatás-elemzés főként katonai célú alkalmazása az 1960-es években
- Első átfogó kockázatelemzés atomerőműre az amerikai nukleáris biztonsági hatóság kezdeményezésére 1975-ben: WASH-1400, *The Reactor Safety Study* (Rasmussen-jelentés)
- Az 1980-as évektől kezdődően a módszer elterjedése és továbbfejlődése figyelhető meg világszerte – az üzemelő atomerőművek balesetei (Three Mile Island (1979, USA), Csernobil (1986, Szovjetunió) és Fukushima (2011, Japán) felerősítették e folyamatot
- A fukusimai Dai-ichi atomerőmű 2011. évi balesetét követően új követelmények és módszertani fejlesztési igények jelentek meg a PSA terén

A PSA szintjei és céljai

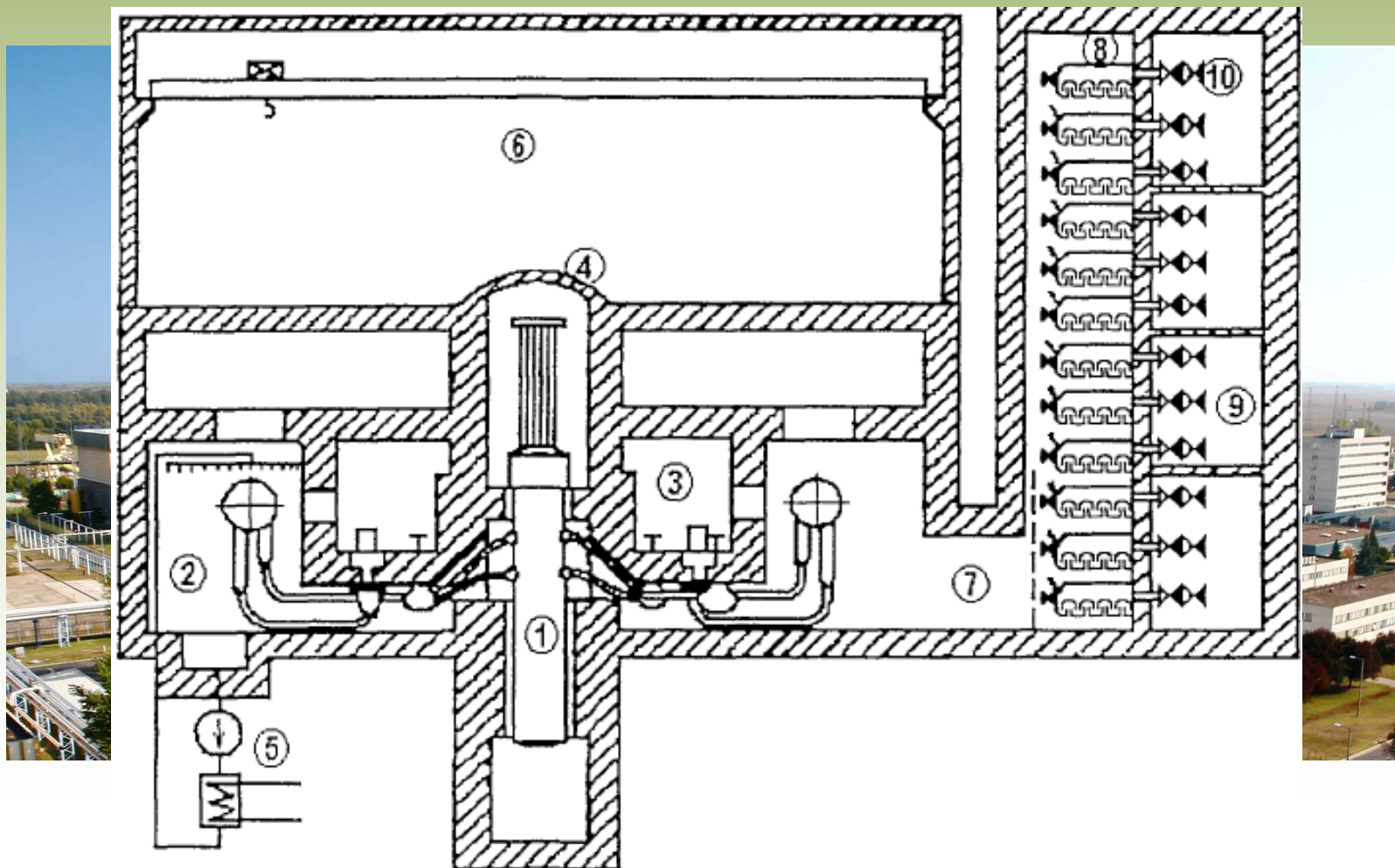
- Első szintű elemzés (Level 1 PSA)
 - Egy atomerőműbeli súlyos baleset kockázatának meghatározására irányul
 - A kockázat két fő összetevője és azok kezelése
 - következmény: súlyos baleset kialakulása (pl. reaktorzóna sérülése a hűtés tartós kiesése miatt)
 - valószínűség: általában várható éves gyakoriság formájában fejezik ki
 - előzőek alapján a kockázat számszerűsítése: zónasérülési gyakoriság (Core Damage Frequency (*CDF*)) meghatározásával – nukleáris üzemanyag pihentető medencéje esetén úgynevezett fűtőelem-sérülési gyakoriságot számolnak
 - Tipikus biztonsági cél: $CDF < 10^{-5}/\text{év}$

A PSA szintjei és céljai

- Második szintű elemzés (Level 2 PSA)
 - Atomerőmű súlyos balesetéből származó nagymértékű radioaktivitás-kibocsátás kockázatának számszerűsítése
 - Az első szintű elemzés eredményeit használja bemenő adatként
 - Az atomerőmű védőépületében (úgynevezett konténmentben) súlyos baleset – azaz zónasérülés – esetén lejátszódó folyamatokat vizsgálja számítógépes szimulációval
 - Meghatározza az atomerőműből a környezetbe kibocsátott radioaktív hasadási termékek (úgynevezett forrástag) mennyiségét
 - A nagy kibocsátás éves gyakoriságát számszerűsíti
 - *LERF* – nagymértékű korai kibocsátás gyakorisága (Large Early Release Frequency)
 - *LRF* – nagymértékű kibocsátás gyakorisága (Large Release Frequency)
 - Tipikus biztonsági cél: $LERF < 10^{-6}/\text{év}$

A PSA szintjei és céljai

- Második szintű elemzés (Level 2 PSA)

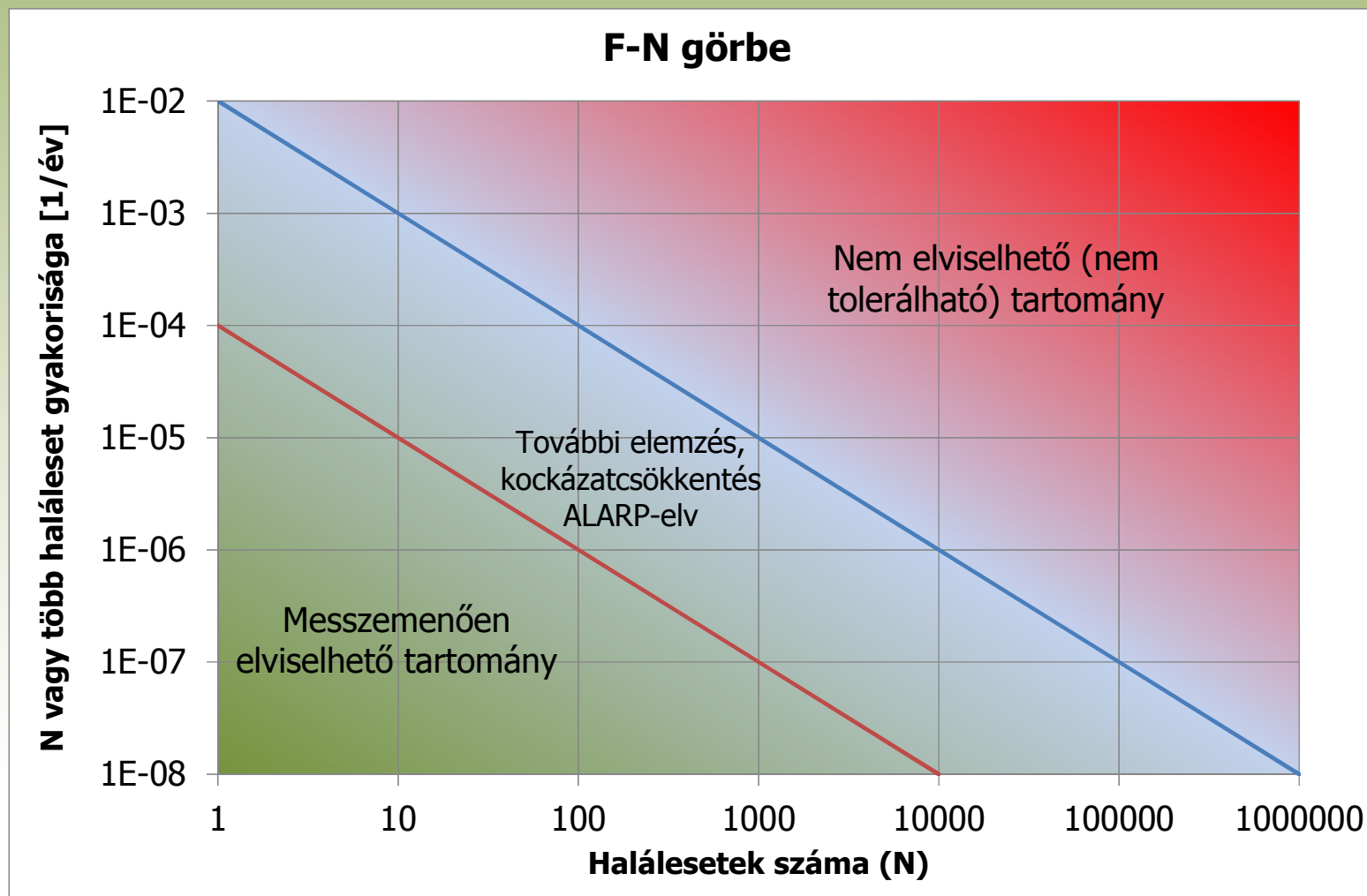


A PSA szintjei és céljai

- Harmadik szintű elemzés (Level 3 PSA)
 - Az egyéni és társadalmi kockázat szintjét számítja atomerőműbeli potenciális súlyos balesetek esélyének és következményeinek figyelembevételével
 - A második szintű elemzés eredményeit használja bemenő adatként
 - Valószínűségi módszerekkel elemzi a nagy kibocsátásból származó hasadási termékek környezeti terjedését és dóziskövetkezményeit
 - Többféle kockázati jellemzőt is leír, például
 - egyéni egészségkárosodás
 - csoportos egészségkárosodás
 - gazdasági / tulajdont érő károk

A PSA szintjei és céljai

3. szintű PSA – példa társadalmi kockázati kritériumokra (UK)

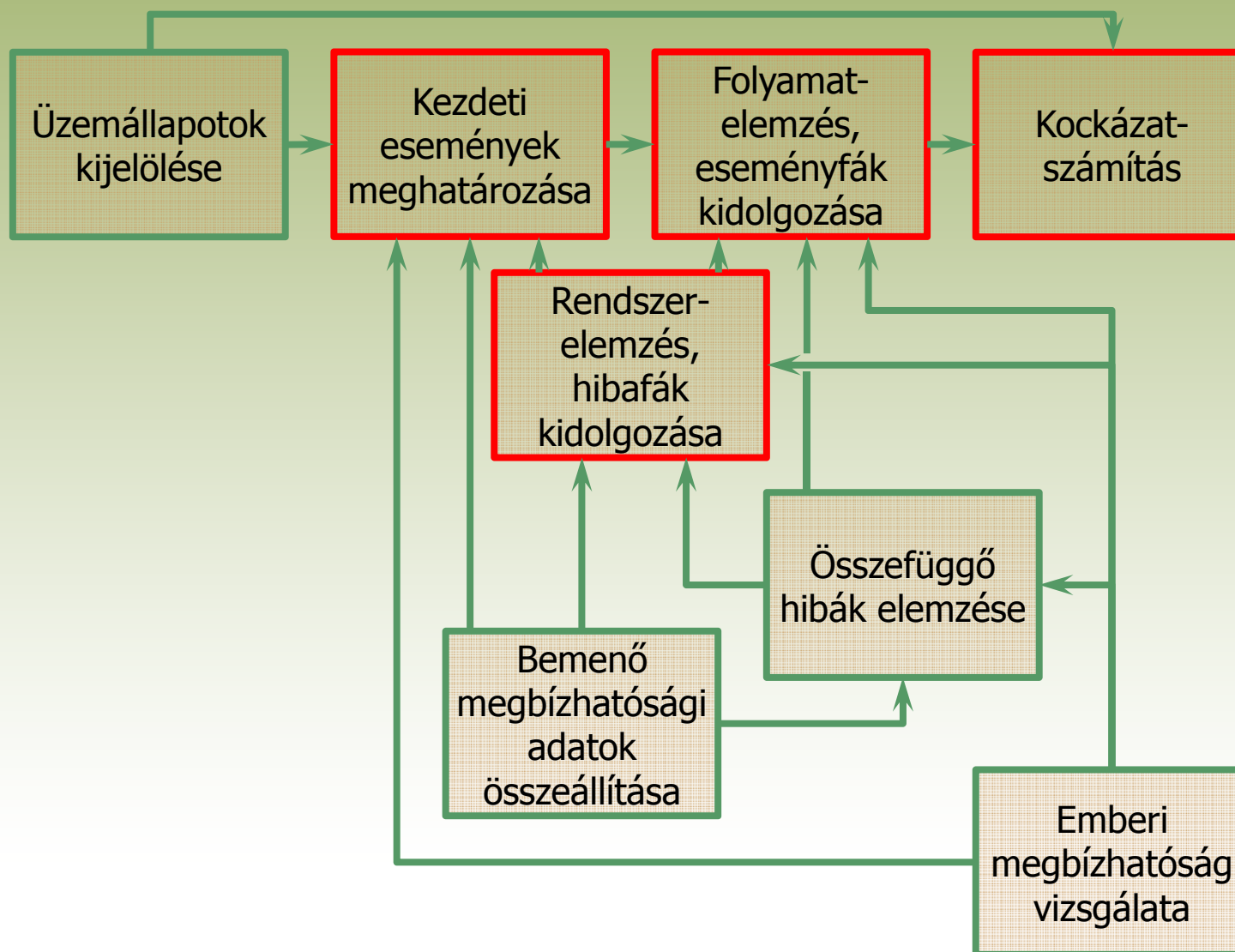


Terjedelem

A PSA a kockázati tényezőket széles körben vizsgálja és értékeli

- Nagymértékű kibocsátás lehetséges forrásai
 - reaktor
 - pihentető medence
 - egyéb (például üzemanyag-műveletek)
- Erőmű üzemállapotai
 - teljes teljesítményű üzem
 - csökkentett teljesítményű üzem és leállási állapotok
- Kezdeti események
 - belső, technológiai események
 - belső veszélyek
 - külső veszélyek

Az elemzés menete (első szintű PSA)



Az elemzés menete (első szintű PSA)

Kezdeti események és gyakoriságuk Erőművi válasz modellezése (rendszerelemzés)

Belső, technológiai

Primerköri csőtörések spektruma

Egyéb tranziensek

Tápvízvesztés

Gőzvesztés

...

Többszörös üzemképtelenséget okozó hibák

Villamos betáplálás kiesése

Végző hőelnyelő kiesése

...

Belső veszélyek

Tűz

Belső elárasztás

Repülő tárgyak

...

Külső veszélyek

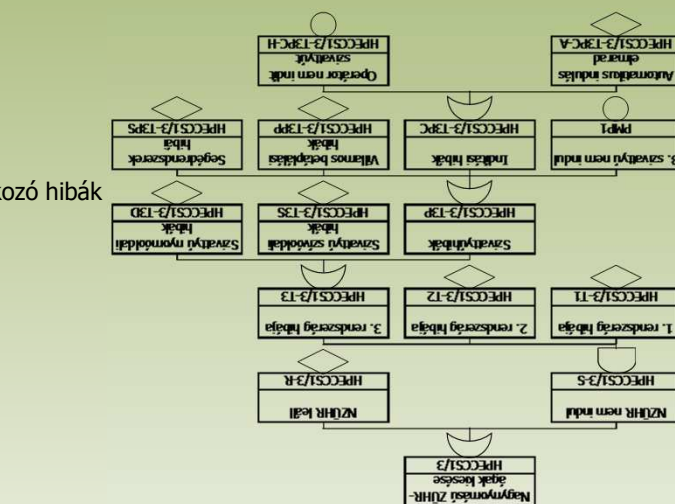
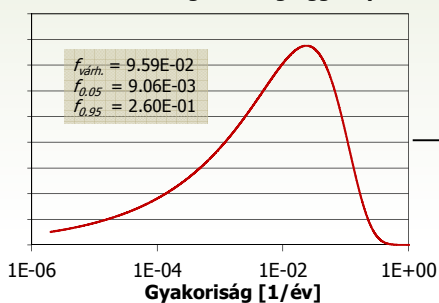
Szeizmotektonikai

Elárasztás és egyéb hidrológiai

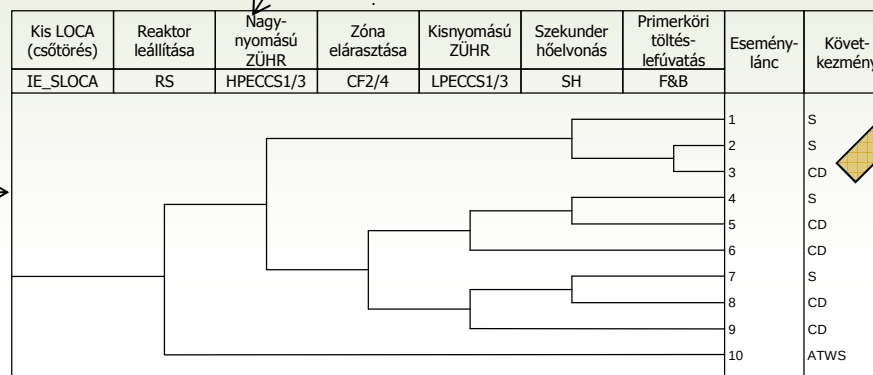
Szélsőséges időjárás

...

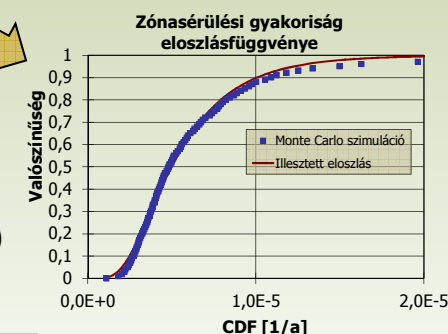
Valószínűségi sűrűségfüggvény



Üzemzavari eseményláncok modellezése (folyamatelemzés)



Kockázatszámítás



Hazai helyzet

- A Nukleáris Biztonsági Szabályzatok (az Atomtörvény egyes előírásainak végrehajtására kiadott 118/2011. (VII. 11.) Korm. rendelet mellékletei)
 - előírják első és második szintű PSA készítését a magyarországi atomerőművekre
 - differenciált kritériumokat (kockázati határértékeket) fogalmaznak meg már üzemelő és új építésű atomerőművekre
 - rendelkeznek a PSA felhasználásának szükségességéről biztonságot érintő döntések meghozatalában az atomerőművek különböző életciklus-szakaszaiban (tervezéstől leszerelésig)

Hazai helyzet

- A paksi atomerőmű üzemelő négy blokkjára a PSA széles körben rendelkezésre áll, és igazolja az elfogadási kritériumok teljesülését
- Új atomerőmű létesítési engedélyének egyik szükséges feltétele valószínűségi biztonsági elemzés megléte (és természetesen az ezzel kapcsolatos elfogadási kritériumok teljesítése)

Hazai helyzet

A paksi atomerőmű négy blokkjára rendelkezésre álló valószínűségi biztonsági elemzés terjedelme

Elemzés típusa			1. blokk	2. blokk	3. blokk	4. blokk
Reaktor	névleges teljesítményű üzem	belső események				
		tűz				
		belső elárasztás				
		földrengés				
		szélsőséges időjárás				
	leállás	belső események				
		tűz				
		belső elárasztás				
		földrengés				
		szélsőséges időjárás				
Pihentető medence	minden tervezett üzemiállapot	belső események				
		tűz				
		belső elárasztás				
		földrengés				
		szélsőséges időjárás				



Elkészült



Előkészítés alatt

Fő tendenciák

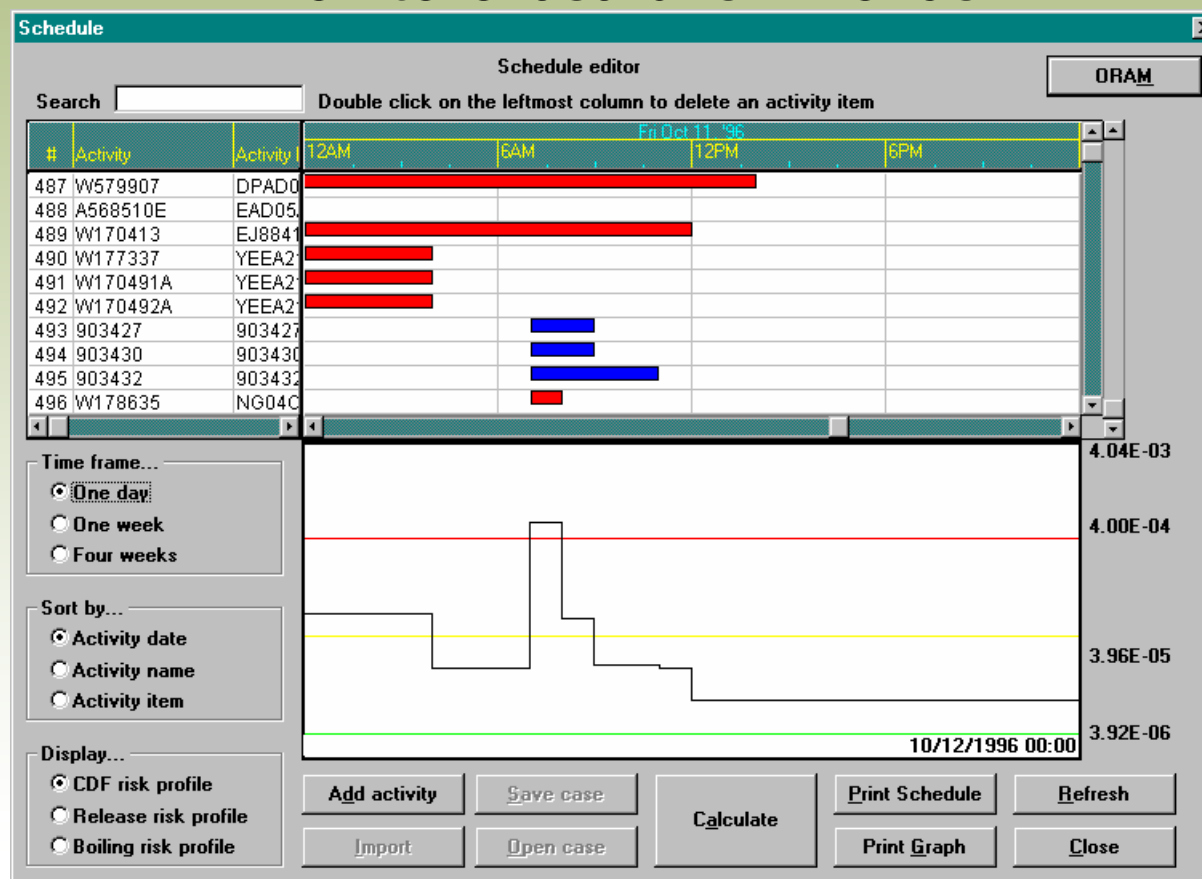
- Az utóbbi három évtizedben a PSA fejlődése volt megfigyelhető világszerte
 - terjedelmét tekintve
 - részletességében
- Jelenlegi súlyponti elemzési területek
 - kombinált külső eseményekből származó kockázat
 - több-blokkos telephelyek kockázata
 - új technológiák kockázat- és megbízhatóságelemzési módszereinek fejlesztése (például digitális irányítástechnika és műszerezés, passzív működési elvű biztonsági rendszerek)
- Az első és a második szintű PSA a legtöbb OECD-tagországban kötelező

Fő tendenciák

- Példák PSA gyakorlati felhasználására
 - Üzemelő atomerőművek
 - visszacsatolás biztonság növeléshez
 - súlyosbaleset-kezelési intézkedések és útmutatók bevezetésének támogatása
 - kockázat monitorozása üzem közben
 - hatósági felügyeleti tevékenységben történő hasznosítás
 - Új tervezésű atomerőművek
 - tervezést támogató eszköz
 - hatósági követelmények teljesülésének bemutatása

Fő tendenciák

Példa PSA gyakorlati felhasználására: kockázat monitorozása üzem közben*



*RISK MONITORS – The State of the Art in their Development and Use at Nuclear Power Plants, NEA/CSNI/R(2004)20

Ajánlott szakirodalom

Általános módszertan

PRA Procedures Guide, NUREG/CR-2300, www.nrc.gov

Specific Safety Guide No. SSG-3 on Level 1 PSA, www-pub.iaea.org

Specific Safety Guide No. SSG-4 on Level 2 PSA, www-pub.iaea.org

Bedford, T., Cooke, R.: *Probabilistic Risk Analysis: Foundations and Methods*, Cambridge University Press, April 2001

Elter J., Gadó J., Holló E., Lux I. (szerk.): *Atomreaktorok biztonsága*, ELTE Eötvös Kiadó, ISBN 978-963-312-180-1, Budapest, 2013

1. szintű valószínűségi biztonsági elemzés, 3.11. sz. útmutató, www.oah.hu

Speciális módszertanok

Handbook of Data Analysis, NUREG/CR-6823, www.nrc.gov

Fault Tree Handbook, NUREG-0492, www.nrc.gov

Guidelines on Modelling Common Cause Failures, NUREG/CR-5485, www.nrc.gov

Handbook of HRA, NUREG/CR-1278, www.nrc.gov

Spurgin, A. J.: *Human Reliability Assessment Theory and Practice*, CRC Press, 2010

Fire PRA Methodology, EPRI-1011989, NUREG/CR-6850, www.nrc.gov

Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide, EPRI-1002989, www.epri.com

Köszönöm a figyelmet!