

AKTIVITY SKUPINY ČEZ V OBLASTI BEZPEČNOSTI A SPOLEHLIVOSTI JADERNÉHO PALIVA

ČEZ GROUP ACTIVITIES IN THE FIELD OF NUCLEAR FUEL SAFETY AND RELIABILITY

Jan Klouzal, Vítězslav Matocha a Martin Dostál

ÚJV Řež, a. s.

Abstrakt

Výzkumu spolehlivosti a životnosti jaderného paliva se skupina ČEZ věnuje dlouhodobě, zejména zapojením do mezinárodních projektů. V článku jsou popsány nejzásadnější výsledky programů Halden Reactor Project a Studsvik Cladding Integrity Project, navazující vývoj programových prostředků pro hodnocení stavu jaderného paliva v ÚJV Řež, a. s. a budoucnost OECD projektů zahrnující i nový experimentální program v reaktoru LVR-15 společnosti Centrum výzkumu Řež s.r.o.

Abstract

Research of the nuclear fuel reliability and extended life cycle is a long-term goal of the ČEZ Group, achieved namely by the participation in the international programmes. The paper describes main outcomes of the OECD Halden Reactor Project and Studsvik Cladding Integrity project, associated development of computational models at UJV and the future of the OECD projects including experiments in LVR-15 reactor of Research Centre Řež.

Životnost jaderného paliva

Jaderné palivo představuje z hlediska primárního okruhu tlakovodního reaktoru nejčastěji vyměňovanou komponentu. Doba, po kterou je palivo v reaktoru, je omezena z jedné strany obohacením štěpným materiálem (se současným limitem 5 % U-235 je to v lehkovodních reaktorech 5 – 6 let), z druhé strany chováním použitých materiálů. Při otevřeném palivovém cyklu (vyhořelé palivo je ukládáno bez přepracování) je ekonomicky výhodné maximalizovat dobu, po kterou může palivo v reaktoru pracovat i za cenu vyšších nákladů na obohacení. Materiálové hledisko je ale významné z pohledu bezpečnosti a spolehlivosti provozu, protože pokrytí paliva musí plnit funkci hermetické bariery proti úniku radioaktivních látek. Prodloužení životnosti paliva proto musí být podloženo odpovídajícím experimentálním programem a vývojem výpočetních modelů. Tyto experimenty vyžadují transport vyhořelého paliva z elektráren do horkých komor anebo ozařování instrumentovaných palivových proutků ve výzkumných reaktorech. Proto jsou natolik nákladné, že jedinou cestou, jak pro podporu českých jaderných elektráren (JE) získat komplexní data, je účast v mezinárodních výzkumných projektech. Tu pro ČEZ, a. s. zajišťuje ÚJV Řež, a. s. (ÚJV) a zároveň poskytuje vyhodnocení získaných výsledků a zodpovídá za jejich využití v praxi.

Design a provozní podmínky jaderného paliva

V současných lehkovodních reaktorech se prakticky výlučně využívá palivo ve formě válcových tablet lisovaného a spečeného UO_2 uložených v povlakové trubce ze Zr slitiny. Takto tvořené proutky jsou vázány soustavou distančních mřížek do formy palivového souboru.

Výška tablety je typicky 10–12 mm, vnější průměr cca 8 mm. Výhodou UO_2 je vysoká odolnost vůči oxidaci ve vodě i v páře, i v případě poškození pokrytí tak zůstává většina radioaktivních látek v matici paliva. Nevýhodou je nízká tepelná vodivost (po ozáření cca $3 \text{ W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$) a nízká hustota ve srovnání s kovovým uranem nebo UN či UC. Palivová tableta má tak teplotu vnějšího povrchu 350–400 °C, v centru za normálního provozu až 1400 °C. Velký gradient teploty vede k rozpadu tablet na několik fragmentů. Ačkoliv jsou palivové tablety při výrobě spékány v redukční atmosféře při cca 1700 °C na 95–96 % teoretické hustoty, vedou radiací

urychlené difúzní procesy v UO_2 z počátku ozařování v reaktoru k dalšímu dospečení a poklesu objemu paliva o 1 % až 1,5 %. Moderní paliva s aditivami urychlujícími spékání (Cr, Al, Si) už vykazují jen zanedbatelné dospečení v reaktoru. Po ukončení densifikace dochází k nárůstu objemu paliva v důsledku akumulace radiačních defektů a pevných i plyných produktů štěpení. Rychlost napuchání je cca 0,75 % na 10 MWd/kgU. Část plyných a těkavých produktů štěpení uniká z matice paliva – dominantním procesem je difúze, proto množství unikajících atomů závisí na teplotě. Roli hraje i mikrostruktura paliva, zejména efektivní vzdálenost, kterou musí atom urazit, aby se difúzí dostal k volnému povrchu tablety. Významnými prvky z hlediska radiačních následků jsou radioaktivní izotopy jódu, cesia, xenonu a kryptonu, stabilní izotopy vzácných plynů přispívají k nárůstu tlaku pod pokrytím palivového proutku. Zvyšování vyhoření (životnosti) paliva tak musí řešit zejména narůstající napuchání paliva, akumulaci produktů štěpení a radiačních defektů vedoucí k významným změnám mikrostruktury a narůstající uvolňování štěpných produktů.

Povlaková trubka má u nejpoužívanějších typů paliva tloušťku cca 0,58 – 0,70 mm. Ve varných reaktorech se stále používá původní slitina Zircaloy-2 (Zr-1,5%Sn-0,15%-Fe-0,1%Cr-0,05%Ni), v tlakovodních reaktorech nyní dominují Nb obsahující sliny M5TM a E110 (obojí Zr-1%Nb + příměsi O a Fe) a Optimized ZirloTM obsahují proti předchozím dvěma slitinám i 0,7%Sn. Stejně materiály jsou používány i pro nosné konstrukční části palivových souborů, které se nachází v aktivní zóně – vodící trubky anebo obálky palivových souborů. Neustále probíhající vývoj těchto slitin je jednoznačně motivován snahou umožnit delší a spolehlivější provoz paliva omezením koroze, radiačního růstu a radiačního i tepelného creepu.

Z výše uvedeného je zřejmé, že jak v oblasti paliva, tak v oblasti pokrytí je průběžný vývoj ekonomicky přínosný. Nasazení nových technologií ale není možné bez předchozího experimentálního zhodnocení jejich dopadu na bezpečnost a spolehlivost provozu paliva. Vzhledem ke komplexnosti chování jaderného paliva je běžné, že některé jevy se projeví až po delším používání daného typu paliva. I v tomto případě hrají experimentální programy neocenitelnou roli při zjištění příčin a nalezení nápravných opatření.

OECD Halden Reactor Project (HRP)

Tento projekt pod záštitou OECD NEA je nejdéle běžícím mezinárodním projektem tohoto typu. Jeho základem bylo využití reaktoru v norském Haldenu (HBWR) k výzkumu chování palivových elementů. Haldenský reaktor byl těžkou vodou chlazený a moderovaný varný reaktor. Byl koncepčně připravený v roce 1955 jako demonstrační jednotka tohoto typu reaktorů s výkonem 10MWt využívající palivo z přírodního uranu, bez uvažování výroby elektřiny, ale sloužící jako zdroj páry pro sousední papírnu. V roce 1958 byl zahájen mezinárodní Halden Reactor Project a v roce 1959 byl reaktor spuštěn. Cena reaktoru byla 3,7 milionů USD, z toho 2 miliony stála těžká voda a první vsázka paliva ([1]). Po ukončení základních fyzikálních experimentů byla palivo vyměněno za obohacené, výkon reaktoru byl zvýšen na 20 MWt a do popředí zájmu se dostaly experimenty, při kterých byly v reaktoru ozařovány instrumentované palivové elementy různých typů. Instrumentace umožňovala měření teploty pokrytí i paliva, tlaku plynu v proutku, rozměrových změn paliva i pokrytí, uvolnění radioaktivních látek i dalších jevů. Experimenty byly prováděny jak v podmínkách HBWR (3,25 MPa, 230 °C), tak ve smyčkách s tlakovými, teplotními a chemickými podmínkami jiných typů reaktorů. Testovány byly jak palivové elementy zavezené do HBWR v čerstvém stavu, tak refabrikované elementy získané z energetických reaktorů – tak mohlo být prováděn výzkum zaměřený například na prodloužení životnosti nebo zjištění limitů selhání stávajícího paliva. Haldenský reaktor byl odstaven v roce 2018, HRP je nyní uzavíráno vyhodnocením posledních experimentů.

UJV přistoupilo k projektu v roce 1993 jako první ze zemí východního bloku. Výsledky z HRP byly využívány v různých projektech, ovšem hlavním a posléze výlučným koncovým

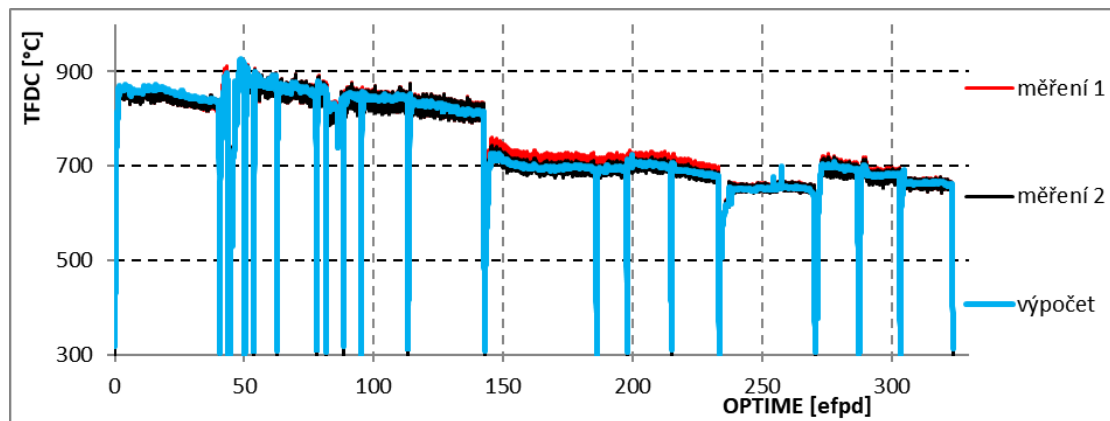
uživatelé i sponzorem členství v projektu byl ČEZ, a. s. Díky členství v projektu je pro skupinu ČEZ dostupná celá databáze výsledků projektu od roku 1958 do současnosti.

Jen v posledních deseti letech byla v rámci HRP provedena široká škála experimentů zaměřených na zvyšování „životnosti“ jaderného paliva, viz tab. 1. Díky účasti hlavních výrobců jaderného paliva i největších provozovatelů JE byly experimenty prováděny pro všechny relevantní typy paliva. Data jsou v ÚJV analyzována a využívána buď přímo (hodnocení nových typů paliva) nebo k tvorbě a validaci modelů používaných pro hodnocení paliva JE Temelín a JE Dukovany.

Tab. 1: Přehled hlavních výstupů HRP v posledních deseti letech

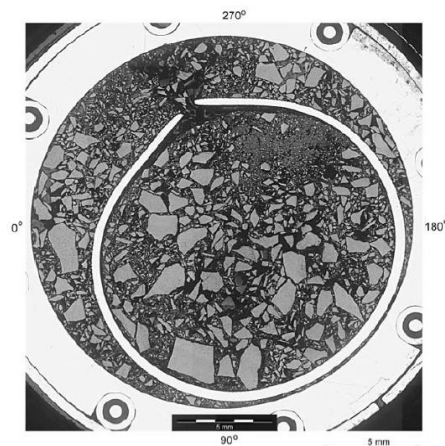
Označení experimentů	Popis a cíle experimentů	Aplikace
„FGR Threshold“ IFA-629/700/729	Postupné zvyšování výkonu paliva s měřením teploty a tlaku v proutku, vyhledání teplotního prahu pro uvolnění plynných produktů štěpení v závislosti na typu paliva a jeho vyhoření.	Srovnání různých variant paliva v podmínkách nad rámec provozovaných vsázek. Tvorba výpočetních modelů
„Lift-off“ IFA-610	Dlouhodobý provoz proutků s přetlakem plynu pod pokrytím proti chladivu	Stanovení limitů spolehlivého provozu pro provoz na zvýšeném výkonu nebo zvýšeném vyhoření paliva
„Gas-flow“ IFA-655	Ozařování proutků připojených na plynovou smyčku, průběžná analýza uvolnění radioaktivních látek z paliva.	Stanovení tzv. „gap inventory“ pro výpočet radiačních následků postulovaných havárií, srovnání různých typů paliva
Integrální experimenty IFA-633, 676,	Dlouhodobé (až 10 let) ozařování	Kvalifikace nových typů paliva v celém rozsahu vyhoření
Korozní experimenty IFA-708...	Expozice široké matice vzorků povlakových slitin v podmínkách agresivních chemických režimů (vysoký výkon, vysoký obsah Li)	Kvalifikace nových typů povlakových slitin pro podmínky nutné pro prodloužování kampaní
Creep pokrytí	Ozařování proutků s možností regulace vnitřního tlaku a on-line měřením změny průměru proutku	Kvalifikace nových typů povlakových slitin
LOCA IFA-650	Simulace havárie se ztrátou chladiwa pro vysoce vyhořelé palivo vyvezené z energetických reaktorů	Prověření platnosti bezpečnostních kritérií paliva pro zvýšené vyhoření

Nejčastější skupinou byly experimenty zaměřené na integrální chování palivového elementu v podmínkách, kdy buď jeho vyhoření, nebo jeho výkon překračovaly v provozu dosahované hodnoty. Jedním z posledních experimentů byl IFA-789, ve kterém byly ozařovány dva segmenty z proutků vyvezených z JE Loviisa (VVER-440) s vyhořením 55 MWd/kgU. Cílem experimentu bylo zvýšit vyhoření těchto proutků nad aktuální limit (64 MWd/kgU), přitom bylo on-line prováděno měření teploty v centru paliva, tlaku v proutku a změny délky proutku [3]. Na obr. 1 jsou vyneseny změřené hodnoty spolu s predikcemi kódem TRANSURANUS provedenými v ÚJV. Z grafů je patrná výborná shoda v teplotě paliva (střední hodnota rozdílu měření-predikce je -3,5 °C, střední kvadratická odchylka 8,5 °C). Tyto výsledky potvrzují, že v režimu normálního provozu se palivo chová spolehlivě i pro vyhoření nad současným limitem a hlavně, že toto chování je predikovatelné v ÚJV dostupnými výpočetními nástroji.



Obr. 1: Výsledky měření teploty v centru paliva při ozařování v experimentu IFA-789 mezi 55 a 69 MWd/kgU ve srovnání s predikcí modelem v kódu TRANSURANUS

Některé skupiny experimentů ale ukázaly, kde leží limity současného paliva. Při testech simulujících havárie se ztrátou chladiva (LOCA) se ukázalo, že po překročení vyhoření cca 60 MWd/kgU dochází u některých proutků k rozpadu palivových tablet na drobné fragmenty (s rozměrem pod 1 mm). Po překročení 70 MWd/kgU docházelo v některých testech k rozpadu celé tablety (viz řez experimentálním kanálem obsahujícím porušený proutek a vysypané fragmenty paliva na obr. 2). Vyhoření paliva ale nebylo jediným faktorem, který by určoval, zda dojde k fragmentaci paliva. Na haldenské LOCA experimenty navázaly testy v rámci OECD projektu SCIP.



Obr. 2: Řez experimentálním kanálem obsahující porušený proutek v LOCA testu IFA-640.4, fragmenty palivové tablety jsou vysypané i vně proutek [2]

OECD Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP)

Tento mezinárodní projekt byl pod záštitou OECD zahájen jako pětiletý v roce 2004 a jeho základem bylo využití testovacího reaktoru R2 ve Studsviku. V tom bylo mezi lety 1969 a 2005 provedeno přes 1000 tzv. ramp testů, tj. experimentů simulující rychlé zvýšení výkonu paliva odpovídající nájezdu energetického reaktoru na výkon nebo přechodovým procesům abnormálního provozu, byly financované zejména výrobci paliva a pomohly ve vývoji v současnosti používaných slitin pokrytí.

Cílem projektu SCIP [3], jehož se ÚJV účastní od jeho počátku, bylo studium základních mechanismů selhání pokrytí palivového proutku vysokého vyhoření způsobených mechanickou interakcí palivo-pokrytí (PCI). Mechanická interakce palivo-pokrytí byla studována v ramp testech se vzorky proutků, které byly předozářeny v energetických reaktorech. Klíčové parametry

důležité pro vodíkem indukovaná selhání Zr slitin, jako je zpožděné hydridické praskání a hydridické zkrěhnutí pokrytí, jsou díky projektu SCIP nyní mnohem lépe objasněny a mohly být v mnoha případech kvantifikovány a popsány výpočetními modely.

Úspěch projektu vedl k pětiletému pokračování SCIP-II zaměřeného na dopad použití pokročilých materiálů paliva na riziko selhání pokrytí v důsledku PCI. Experimenty byly opět zaměřené na korozní praskání pokrytí pod napětím (aktivním prvkem je jód uvolňovaný z paliva) a vodíkem indukovaná poškození.

Třetí pětileté pokračování (SCIP-III) bylo v odezvě na výsledky nákladných vnitroreaktorových experimentů prováděných v Haldenu rozšířeno o studium chování paliva při havárii se ztrátou chladiva (LOCA) pomocí flexibilnějších mimo-reaktorových testů. Ty umožnily otestovat širokou škálu vzorků za různých podmínek. Cenným výstupem těchto zkoušek je potvrzení, že k fragmentaci paliva pozorované dříve v HRP nedochází, pokud nedojde k značné deformaci pokrytí. To otevřelo cestu k možnému zvýšení vyhoření paliva.

V současnosti (od roku 2019) tedy běží již čtvrtá pětiletá fáze (SCIP-IV), kde pokračuje výzkum chování paliva při LOCA a přibýlo studium chování paliva pro podporu zadní části palivového cyklu, kde je zejména studován stav palivových proutků (různého vyhoření a stavu, včetně netěsných) během jejich dlouhodobého skladování.

Během více než patnácti let byly experimentálně testovány ozářené vzorky většiny slitin používaných v LWR reaktorech (Zry-2, Zry-4, Zirlo™ a M5™, E110). Získaná data byla a jsou v ÚJV analyzována a využívána buď přímo (hodnocení nových typů paliva) nebo k tvorbě a validaci modelů používaných pro hodnocení paliva JE Temelín a JE Dukovany.

OECD Cabri International Programme (CIP)

Oproti předchozím je tento mezinárodní program zaměřený výlučně na chování paliva v mezních projektových haváriích s vnosem reaktivity (vystřelení, resp. pád regulačního orgánu z AZ a přechod reaktoru na kritičnost na okamžitých neutronech). Tyto postulované havárie jsou charakteristické rychlým a krátkým vnosem značné energie do paliva – stovky J/g UO₂ během desítek milisekund. Dochází tak k téměř adiabatickému ohřevu palivové tablety, která mechanicky namáhá pokrytí. Limitním faktorem určujícím, zda si pokrytí zachová celistvost je v této fázi havárie jeho korozní stav (pro danou hodnotu energie deponované v palivu) a proto tyto havárie stanovují omezení na životnost paliva.

Jedním z mála reaktorů umožňujících simulovat tyto události je CABRI ve Francii. Mezinárodní program zde byl zahájen v roce 2002 pod vedením IRSN a ÚJV se pro ČEZ, a. s. účastní programu od jeho zahájení. CIP má dva hlavní cíle:

- Stanovit bezpečnostní limit pro moderní typy tlakovodních slitin tlakovodních reaktorů (Opt. Zirlo™, M5™), které se vyznačují vyšší korozní odolností než původní Zircaloy-4.
- Prozkoumat odezvu paliva i v druhé fázi havárie, ve které dochází ke krizi přestupu tepla do chladiva primárního okruhu a přehřátí pokrytí. Tento cíl vyžadoval, aby byla původní sodíková smyčka nahrazena tlakovodní smyčkou.

Technické problémy při implementaci tlakovodní smyčky a následná dlouhá odstávka CABRI po havárii na JE Fukušima pro jeho zodolnění vedly k přerušení programu až do roku 2018, kdy byl realizován první test v tlakovodní smyčce.

Electric Power Research Institute (EPRI)

Díky členství ČEZ, a. s. v EPRI má ÚJV přístup i do programů „Fuel Reliability“ a „High Level Waste“. Knihovna „Fuel Reliability“ obsahuje mimo návodů a doporučení i množství podrobných výsledků nedestruktivních i destruktivních zkoušek palivových proutků i celých palivových souborů. Významné jsou zejména ty, které se zaměřují na kvalifikaci pokročilých

typů paliva (palivové tablety s aditivou, Opt. Zirlo™ a M5™). Na rozdíl od ozařování ve výzkumných reaktorech poskytují tyto výsledky potřebnou statistiku a ukazují chování paliva vyráběného v průmyslovém měřítku. Některé procesy, jako uvolnění plynných produktů štěpení nebo příspěvek mechanické interakce palivo-pokrytí jsou stochastické a na základě jednoho, sebe lépe navrženého a instrumentovaného experimentu není možné postavit spolehlivý výpočetní model nebo zhodnotit dopad odchylek v rámci tolerancí výrobního procesu. Díky členství v EPRI budou skupině ČEZ dostupné i výsledky z ozařování „Lead Test Assemblies“ s „ATF“ (původně „Accident Tolerant Fuel“, dnes „Advanced Technology Fuel“) – proutky s tenkou vrstvou chromu nanesenou na vnější povrch pokrytí jako ochrana proti oxidaci za normálního provozu i za havarijních podmínek.

V oblasti „High Level Waste“ jsou dostupná data z experimentálních programů zaměřených na spolehlivost a bezpečnost vyhořelého jaderného paliva při skladování a transportu. Jedná se zejména dlouhodobý creep při suchém skladování, vliv absorbovaného vodíku na mechanické vlastnosti Zr slitin a rychlost a míru odžihání radiačního poškození Zr slitin.

OECD Framework for Irradiation Experiments (FIDES)

Po uzavření haldenského reaktoru vyvstala otázka, jak ho nahradit nejen jako zdroj ozařovacích kapacit ale i jako místo centra mezinárodní spolupráce. Po několika workshopech OECD NEA vznikl framework FIDES. Od ostatních OECD projektů se liší tím, že nemá pevného poskytovatele služeb („operating agent“). Governing board FIDES bude vybírat, které aktivity budou ze společného rozpočtu placeny z nabídky více organizací uvnitř FIDES, přičemž se bude snažit vybalancovat podporované aktivity tak, aby pokryly všechny potřeby. První tříleté období FIDES bylo zahájeno v roce 2021. ČEZ a. s. je zastupován skupinou ÚJV. Běžící programy pokrývají problematiku kvalifikace nových materiálů pokrytí paliva v podmínkách normálního provozu („INCA“), bezpečnosti přechodových procesů spojených s load-follow režimem JE („P2M“) a mezních projektových havárií se ztrátou chladiva („LOCA-MIR“) a vnosem reaktivity – RIA v reaktoru TREAT („HERA“).

Program INCA je zaměřený na zhodnocení dopadu nanosení ochranných Cr a CrN vrstev na stávající povlakové slitiny na jejich mechanické chování v reaktoru, zejména na rychlost radiačně indukovaného creepu. Hlavní částí projektu je ozařování natlakovaných vzorků několika variant povlakových trubek v reaktoru LVR-15 společnosti Centrum výzkumu Řež s.r.o.

Závěr

Uvedený přehled ukazuje, jaká pozornost je věnována zajištění experimentální podpory spolehlivého provozu paliva jaderných elektráren ČEZ, a. s. Výčet i přes svůj rozsah není vyčerpávající – nezahrnuje neaktivní experimenty (zmínit je nutné zejména dlouhodobý soubor ko-rozních a LOCA experimentů v ÚJP Praha) a ozařování materiálů vzorků na JE Temelín. Přesto je z něj patrné, že hodnocení vlastností nových typů, zvyšování flexibility provozu a prodlužování životnosti jaderného paliva vyžaduje komplexní kombinace mnoha typů experimentů a vývoje odpovídajících výpočetních modelů.

- [1] Hidle, H., Dahl, O. J (1959): *The Halden Boiling Water Reactor*. Halden Project Report, HRP-002, OECD Halden Reactor Project, Halden (Norway).
- [2] Oberländer, B. C., Jenssen, H. K., Espeland, M. (2008):. PIE results from the high burnup (83MWd/kg) PWR segment after LOCA testing in IFA 650-5. *Proceedings of the EHPG Meeting*, Sandefjord (Norway).
- [3] NEA OECD (2012): *The OECD NEA Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP) Executive summary*. OECD publications, NEA/CSNI/R(2011)10, Nuclear Energy Agency, Committee on the Safety of Nuclear Installations.