

項目	米 国	スウェーデン	スイス	フィンランド	ベルギー	英 国	備 考	
臨界評価・対策	<p>Pre-closure Criticality</p> <p>廃棄物容器にSFを収納した状態で臨界が発生する可能性があるか否かの検証。</p>	<p>SFを廃棄物容器に収納する前に、各燃料集合体が臨界に達しないよう管理、初期濃縮度を関数とする最小許容燃焼度 (Loading Curve) でチェック。</p> <p>未臨界状態維持のため、減速物質の存在についても必要に応じて管理。</p> <p>容器内に水が充満した状態でも未臨界が維持できるよう設計。</p> <p>未臨界状態維持のための別オプションとして、燃料集合体装荷数の少ない容器についても考慮。</p> <p>標準設計 PWR21体/BWR44体に対して、PWR12体/BWR24体</p> <p>・1万年経過後、廃棄体パッケージが破損、内部バスケットが完全に崩壊し、集合体は健全であり廃棄体パッケージ底部が健全である場合、水の浸入により臨界となる可能性は否定できない。燃料集合体の崩壊がおこると、減速材の存在可能スペースである燃料ロッド間の距離が低減するために、臨界の可能性は低下する。また、廃棄体パッケージの底部の破壊は減速材となる水が排出されるため、臨界可能性を低下させる。</p>	<p>SR 97での評価結果；燃料集合体が健全で燃焼度が考慮されていれば、現行設計のキャニスタで臨界は生じない SKIは燃焼度の考慮が必要なことを弱点と指摘</p> <p>RD&D 98に対する評価；SKIは臨界解析の見直し (updating) を要請</p> <p>最近の知見 (~ RD&D 2001)；SKBは臨界安全裕度の検討に着手。PosivaやNagraの臨界評価との比較調査を実施。燃料中のランタニドを考慮に入れるための評価を実施中。現実的な事故シナリオ抽出のための検討を計画中。</p> <p>DOEのLoading Curveと類似した手法 (limit curve) で評価を実施。アクチドに燃焼度クレジットを適用すれば、CLABで1998年末現在貯蔵中のSF (PWR/BWR) は処分場で受入可能との結論。</p>	<p>臨界問題はSFの場合に極めて重要な問題と指摘。</p> <p>臨界防止のため、受入SFの最低燃焼度レベルを設定する必要があると指摘。</p> <p>燃焼度が15GWd/t (UO₂燃料) あるいは22GWd/t (UO₂+MOX燃料) であれば、燃料の状態 (健全、破損) によらず、キャニスタ内の空隙部に水が充満していても未臨界状態が維持されるとの解析結果が得られている。平均燃焼度のMOX燃料とUO₂燃料との反応度は、最初の数百年はAm²⁴¹の影響で減少し、その後数十年でU²³⁵の生成のため徐々に初期反応度に戻る。</p> <p>臨界防止のため、使用済燃料封入施設操作に係わる廃棄物受入クライテリアとして最低燃焼度要件の設定を提言。処分場受入前に、非破壊検査 (中性子ノックアウト測定) によって燃焼度や発熱量を同定する手法を想定。燃料集合体がこの最低燃焼度要件を満たさない場合は、高燃焼度燃料を併置するか幾何形状を変えるためにボイドスペースに砂等の不活性充填材を入れて反応度を下げる。</p>	<p>キャニスタ内の空隙部に水が充満していても未臨界状態維持を確認。</p> <p>臨界安全基準を満たすことがAnttila(1999)に示されている。</p>	<p>初期研究段階ではあるが、研究は実施中。</p> <p>臨界評価は使用済燃料に限定して実施 (その他の廃棄物の包含する核分裂性物質はSFよりはるかに少ないため)。</p> <p>廃棄物容器中に水が侵入した想定での保守的解析 (未照射の燃料 (3.5% U²³⁵/U_{tot}) と、20GWd/tHMの燃焼度の燃料に対する臨界の可能性を評価) を実施したが、未臨界を維持することを確認。</p> <p>事故的な状況 (極端な例では、砂が水で置き換わるなど) を考えると、臨界に近くなることも考えられる。その対策としては、最小燃焼度クレジットを認める、ボロンステール分離板の形で中性子吸収剤を追加するなど考えられる。</p>	<p>廃棄物容器に収納する核分裂物質量を制限することによって、臨界発生は回避可能。</p>	<p>要点</p> <p>廃棄物容器内の核物質量を制限、燃焼度を受入条件にすることで臨界の回避を確実にすることが可能。但し、その担保方策を講じる必要がある。</p>
	<p>Post-closure Criticality</p> <p>廃棄物容器の閉じ込め性が喪失した後の臨界発生の可能性の検証。</p>	<p>現状の処分場設計や燃料条件の下で閉鎖後臨界条件が成立する確率は極めて低い。</p> <p>外部での臨界可能性は、1万年以降において、4x10⁻¹²以下と評価される。これは、核分裂物質に十分な水の滴下が得られる条件が限られていること、核分裂性物質が蓄積するための亀裂やリソフィーズ (中空状の球殻) 密度は限られていること、廃棄体の低溶解度による浸出する核分裂物質の低濃度、浸出液を希釈し中性化し沈殿を生じさせるために必要な水が少ないことによる。</p> <p>処分後1万年間に対して、TSPAでは発生確率が低いため、閉鎖後臨界は考慮除外事項。</p> <p>臨界を誘発するような廃棄物容器バリアの喪失は処分後1万年を超えないと発生しない (水が少ない自然条件、耐腐食合金容器、チタン製ドリッピングシールド)。</p> <p>仮に閉鎖後臨界が発生したとしても、その影響が処分場性能を危うくすることはない。</p>	<p>核分裂物質漏洩によるキャニスタ外部での臨界の確率は、極めて低く想定される臨界影響も小さいと主張 (SR 97)。</p> <p>20億年前にOkloで発生した自然臨界の状況に基づき、臨界形状に達するメカニズムの検討を行ったが、臨界を引き起こすための一連の事象が処分場で想定される発生事象とは異なることが判明した。</p> <p>長期の変遷について</p> <p>キャニスタインサートの蓄積により、燃料チャンネルの形状が低下して臨界の発生を阻害する。また、核分裂性物質のβ-ガスの蓄積による影響もその確率は低く、例えそれが起こったとしても臨界の影響は少ないと判断。</p>	<p>例えば、長期間経過した後、大量のウランがベントナイト中に浸透し、空隙部に沈着する等の事象についても解析を実施しているが、臨界状態に至らないことを確認。</p> <p>オカ天然炉の観察結果に基づく解析等も実施したが、臨界には至らない結果を確認。</p> <p>閉鎖後安全評価において臨界問題も検討されているが、詳細な検討内容は示されていない。検討は継続中。(OECD/NEA)</p> <p>使用済燃料が装荷されたキャニスタは、その燃焼度が少なくとも15GWd/tHMであれば健全な時及び破損してボイドが水で満たされた時の両方で未臨界である。</p>	<p>評価結果見られず。</p>	<p>長期間を経た後の燃料集合体のシフト変化後の臨界リスクに関する系統的研究は未実施。</p> <p>臨界の評価完了するためには、今後多くの研究が必要になる。例えば：</p> <p>-ウランや他のアクチドの移行や再沈殿に関する研究</p> <p>-機械、化学的および核的变化に関するシナリオの開発</p> <p>-砂に代わる充填剤としてのホウケイ酸ガラスフリット (Borosilicate glass frit) に関する研究</p> <p>-長期間における変遷について</p> <p>-化学的变化については、Pu²³⁹ と U²³⁵ の化学的分離は理論的に可能性があるが現段階ではその現実性の程度は低いと考えられる。一方、長期間後にはPu²³⁹ がU²³⁵ に崩壊し、U²³⁵ が単独で濃縮することが考えられるが、そのためには数トンオーダーのU²³⁵ が集中する必要があり、現段階ではその可能性を排除できると思われる。</p>	<p>長期的には、廃棄物容器の物理的閉じ込め機能が喪失することによって、核分裂物質が漏出し、移動し、新たな配置で蓄積すると原理的には臨界を生じ得ると指摘。</p> <p>英国の研究の結果、臨界を発生させるに十分な量の核物質の蓄積が処分場内で発生する確率は低く、また、仮に発生しても局所的な事象であり、処分場の閉じ込め能力への影響は無視し得る。</p> <p>廃棄物容器内への核物質の配置や処分場内での配置方式によっても臨界発生確率を低減可能。</p> <p>諸外国 (英、スウェーデン、独、米等) の研究状況についても紹介。</p> <p>なお研究継続中の模様。</p>	<p>要点</p> <p>処分後、長期経過後に核分裂物質が容器から漏出し、別の場所で再蓄積して臨界を誘発する事象は、発生確率が極めて低く、仮に臨界が発生しても処分場エアフィールド領域であれば、影響は局所的で処分場性能に影響は及ぼさない。但し、研究を継続している機関が多い。</p>
参考資料	<p>Yucca Mountain Science and Engineering Report, DOE/RW-0539-1 (2002.2)</p> <p>J. Ahnほか (1996) : Underground Autocatalytic Criticality from Fissile Materials Solidified in Borosilicate Glass, JNC ZA0995 96-001.</p>	<p>RD&D-Programme 2001, TR-01-30 (2001.9)</p> <p>Criticality safety calculations of storage canisters, TR-02-17 (2002.4)</p>	<p>NAGRA Safety Report, NAGRA NTB 02-05.</p> <p>Safety of Disposal of Spent Fuel, HLW and Long-lived ILW in Switzerland, OECD/NEA (2004)</p>	<p>Safety assessment of spent fuel disposal in Haestholmen, Kivetty, Oikiluoto and Romuvaara TILA-99 (1999.3)</p> <p>Posiva's Application for a Decision in Principle concerning a Disposal Facility for Spent Nuclear Fuel, STUK-B-YTO 198 (2000.3)</p>	<p>Technical Overview of the SAFIR-2 Report, ONDRAF/NIRAS, NIROND 2001-05 E (2001.12)</p>	<p>The Scientific Foundations of Deep Geological Disposal, Nirex Report No: N/016 (2001.2)</p> <p>Post-closure Performance assessment. Topical Report on Post-closure Criticality Safety Assessment, Nirex Science Report, S/98/004 (1998)</p>		
備 考	<p>商用使用済燃料に限定 (大別して10種類程度の使用済燃料ならびに高レベル廃棄物を受け入れる予定)</p>	<p>RD&Dプログラム2001によれば、実施中の臨界検討は3年程度 (RD&Dプログラム2004までには終了する見通し)。</p>		<p>詳細検討報告書未入手 (Criticality safety calculations for the nuclear waste disposal canisters for twelve spent fuel assemblies, Posiva Working Report 99-03)</p>				

注 SF :使用済燃料 TSPA :総合システム性能評価 SKB :スウェーデンの放射性廃棄物処分実施主体 SKI :スウェーデンの原子力規制当局 Nagra :スイスの放射性廃棄物管理研究機関 Posiva :フィンランドの高レベル放射性廃棄物処分実施主体 RD&Dプログラム :SKBが3年に1回政府に提出するSHLW処分研究開発計画 SR97 :SKBが実施した地層処分安全評価