

STACY（定常臨界実験装置）施設の
耐震安全性評価対象施設の選定結果

STACY 施設において耐震設計上の重要度分類が A クラスとなっている施設・設備の安全機能は、次のとおり区分される。なお、STACY 施設の運転 1 回当たりの最大積算熱出力は 0.1 kW・h と小さく、炉心冷却設備を必要としない。

(1) 停止機能

- ・ 臨界実験装置の緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための設備及び臨界実験装置の停止状態を維持するための設備
- ・ 損壊等により炉心に過度の反応度が印加されるおそれのある設備

(2) 閉じ込め機能

- ・ 溶液燃料等を閉じ込めるバウンダリを構成する設備
- ・ 臨界管理上有意な量の核燃料物質を内蔵している設備
- ・ 放射性廃棄物を貯蔵若しくは取扱う設備であってその機能喪失による影響の大きいもの
- ・ 放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための設備であって多量の粉末状のプルトニウムを取扱う設備

(3) その他安全上重要な機能

- ・ 貯槽における放射線分解ガスの発生、滞留に伴う爆発事故を防止するための設備

(1) 停止機能に関しては、大きな地震動を受けている最中であっても排液弁の開動作^{*1}あるいは溶液燃料給排液系配管等の破損により炉心タンク内の溶液燃料が排出される^{*2}ことによって、原子炉は確実に停止する。また、排液弁を閉じた状態で意図的に溶液燃料を炉心タンクに給液しない限り臨界にはなり得ないため、原子炉の停止状態も維持される。さらに、地震動による溶液燃料の液面揺動に伴う反応度抑制効果と溶液燃料の排出により、炉心に過度の反応度が持続的に印加されるおそれはない。よって、停止機能に係る設備については、耐震安全性の確認を必要としない。

(2) 閉じ込め機能に関しては、地震時においても原子炉建家（実験棟 A）の原子炉格納施設等主要部（炉室、炉下室、貯槽室等）の閉じ込め機能が健全であれば、その中に設置されている個々の設備の閉じ込め機能が深刻な損傷を受けたとしても、地震想定影響（最大積算出力運転直後の溶液燃料全量漏えい時の実効線量。詳細は別紙のとおり）は最大 4.10 mSv であり、周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはない。しかし、原子炉建家の耐震安全性評価において原子炉格納施設等主要部の健全性が確認できなければ、地震想

*1 排液弁は、スプリング反力駆動フェイルオープン機構のボール弁（2 系統）又はニードル弁（1 系統）であり、その開動作は単純である。仮に弁棒が折損し弁部が固着するような外力が加わった場合には、弁箱が変形し封水機能を維持することができない。また、そのようなときには、排液弁の鋳造部や溶接部よりも先に、配管とのフランジ接続部が破断する可能性が高い。

*2 配管が閉塞するような折損は、フランジ接続部が破断しない限り発生し得ない。また、漏えいした溶液燃料は、臨界安全形状のドリフトレイに保持され、再臨界となることはない。

定影響が大きくなる可能性がある。よって、閉じ込め機能に係る設備の一部については、評価対象として選定する。

(3) その他安全上重要な機能に関し、燃料取扱設備等のうちプルトニウム溶液貯槽等については、放射線分解ガス（水素発生率 0.8～1.7 l/h 程度）の滞留に伴う爆発事故を防止する設備として槽ベント設備、非常用圧縮空気設備等が設けられている。プルトニウム溶液貯槽等は、上記（2）のとおりその損壊を想定しており、その場合でも貯槽室内空気による希釈によって爆発限界濃度を超えるおそれはない。よって、その他安全上重要な機能に係る設備についても、耐震安全性の確認を必要としない。

以上の検討の結果、評価対象施設として、地震時において閉じ込め機能を期待する以下の施設を選定し、耐震安全性評価を実施する。

- (a) 原子炉建家（実験棟 A）
- (b) 原子炉建家に波及的影響を与えるおそれのある附属施設（実験棟 B 及び排気筒）
- (c) 閉じ込め機能を期待する設備及びそれらに波及的影響を与えるおそれのある設備
（表 1 に掲げる機器類）

ただし、原子炉建家の耐震安全性評価の結果、原子炉格納施設等主要部の健全性が確認されたときは、それらの閉じ込め機能により、地震想定影響は、周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを及ぼすおそれがないことから、上記（c）の設備に係る耐震安全性の確認は省略することとする。

STACY 施設において耐震安全性を確認する対象施設をとりまとめたものを表 1 に示す。

以 上

表1 STACY 施設における耐震安全性確認対象施設

評価対象	施設等の内訳	
基礎地盤	原子炉建家基礎地盤	
建物・構築物 (Bクラス)	原子炉建家(実験棟A)、実験棟B ⁺ 、排気筒 ⁺	
機器・配管系 (AまたはB クラス)	原子炉本体	円筒型炉心タンク*、平板型炉心タンク*、 非均質型炉心タンク* (棒状燃料* ⁺ を含む)
	核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設	精製設備*、精製附属設備*、調整設備*、 調整附属設備*、溶液燃料貯蔵設備*、 粉末燃料取扱設備*、粉末燃料貯蔵設備*、 供給設備(I)*
	計測制御系統施設	燃料給排液系設備*、安全棒駆動装置*、 安全板駆動装置*、触針式液位計*
	放射性廃棄物の廃棄施設	槽ベント設備A*、 α 廃液系設備*
	原子炉格納施設	炉室等実験棟Aの主要部、炉室フード* ⁺
	その他の原子炉付属施設	固体反射体* ⁺ 、炉心水槽* ⁺ 、 グローブボックス* ⁺
地震随伴事象	津波、周辺斜面	

* 炉室等実験棟Aの主要部の健全性が確保されるときは評価を省略する。

⁺ 波及的影響について評価する。

STACY 施設における地震想定影響の評価について

1. 事故想定

地震に起因して発生すると思われる事故の中から、放射性物質放出による放射線影響が最も大きくなる「運転直後の溶液燃料漏えい事故」*1をとり上げ、実際の運転形態において想定される最大の放射性物質の放出量を仮定する。

2. 評価対象線量

上記事故時における一般公衆の被ばく線量として、STACY 施設から大気中（敷地境界外）に放出された希ガス及びハロゲンのγ線外部被ばく並びによろ素の吸入摂取による内部被ばくの実効線量を評価する^[4]。さらに、プルトニウム及びアメリシウムの吸入摂取による内部被ばくの実効線量を評価し^[5]、加算する。

なお、評価に当たっては、最新の知見として、原子力安全委員会指針集（第 11 版、2003 年）を参考にするとともに、ICRP Publication 68、71 及び 72 に基づくデータ（1995 年、2002 年）を用いた。

3. 評価条件

地震想定影響の評価に当たり、次の条件を設定する。なお、この条件は、設置許可に係る安全評価上の重大事故を参考に、地震発生時に想定される機能喪失（換気空調設備の停止）を加味したものである。

- ① 1 運転当たりの最大積算出力（0.1 kW・h）で運転した直後に炉心タンク内の溶液燃料の全量が瞬時に炉室内に漏えいするものとする。なお、それまでの運転で発生した希ガス及び揮発性のハロゲンは、槽バント設備により適切に処理され、溶液燃料中には存在していないものとする。
- ② 漏えい事故発生と同時に、希ガス及びハロゲンは、溶液燃料中の保有量全量が瞬時に炉室雰囲気中に放散されるものとする。さらに、溶液燃料中のプルトニウムについて、最大装荷量 60 kgPu の 0.01%^[1]が瞬時に炉室雰囲気中に、アメリシウム廃液中のアメリシウムについて、最大想定量 9 kgAm（=²⁴¹Pu の全量壊変 6 kg を重複加算したもの）の 0.01%^[1]が瞬時に貯槽室雰囲気に移行するものとする。
- ③ 地震発生に伴う漏えい事故発生と換気空調設備の機能喪失の重ね合わせを考え、炉室

*1 STACY 施設における現行のウラン実験期間中では、プルトニウム燃料は、MOX 粉末として輸送容器と同等の性能を有する収納容器に封入され、ステンレス鋼製の保管ピット内に保管されている。プルトニウムの吸入摂取による線量評価に当たっては、粉体よりも液体の方が気相移行率^[1]（粉末飛散率^[2]）が大きく、かつ不溶性の酸化物よりも可溶性の硝酸塩の方が線量換算係数が大きくなる^[3]。したがって、酸化物粉末よりも硝酸溶液としての漏えい事故が最も放射線影響が大きい事象となる。

雰囲気中に放散した希ガス及びハロゲン、炉室を通じて（換気空調設備の停止を想定しているが、保守的に、強制換気状態である 500%/h の換気率を設定）地上放出されるものとする。また、プルトニウムについて、炉室など原子炉格納施設等主要部（健全であることを仮定）による除染係数 10^2 [6] 及び建屋（深刻な損傷）による除染係数 10 [6] を、アメリカシウムについて、貯槽室（健全であることを仮定）による除染係数 10^2 [6] 及び建屋（深刻な損傷）による除染係数 10 [6] を考慮する。

④ 炉室から敷地境界外被ばく評価地点までの時間減衰は考えない。

上記評価条件における放射性物質の放出経路を図-別1に示す。

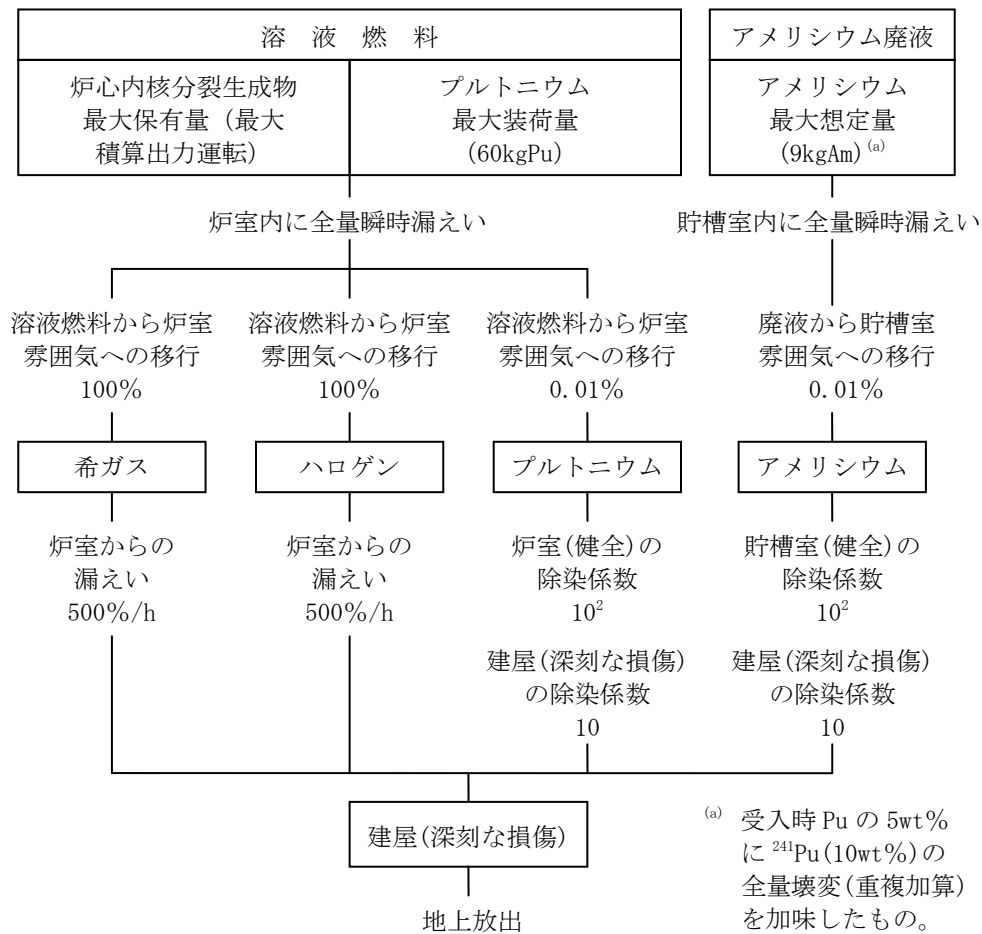


図-別1 STACY 施設における放射性物質の放出経路

4. 地震想定影響の評価結果

3. に示した評価条件の下、原子炉設置許可申請書添付書類十に記載された手順に従い、敷地境界外における一般公衆の希ガス及びハロゲンのγ線外部被ばく並びによろ素の吸入摂取による内部被ばくの実効線量を評価した。また、プルトニウムとアメリカシウムの吸入摂取による内部被ばくの実効線量を評価した。評価結果を表-別1に示す。

以上の結果、原子炉建家のうち炉室や貯槽室など原子炉格納施設等主要部が健全であれ

ば、STACY 施設における地震想定影響（実効線量）は 4.10 mSv であり、周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはない。

表-別1 STACY 施設に関する地震想定影響評価結果

	評価線量	線量評価値	判断基準
実効線量	①希ガス及びハロゲンのγ線外部被ばくによる実効線量	0.02 mSv	5 mSv
	②よう素の吸入摂取による実効線量（保守的となる小児の値）	0.02 mSv	
	③プルトニウムの吸入摂取による実効線量（保守的となる成人の値）	2.35 mSv	
	④アメリカシウムの吸入摂取による実効線量（保守的となる成人の値）	1.71 mSv	
	実効線量の合計 （=①+②+③+④）	4.10 mSv	

参考文献

- [1] S. L. Sutter, J. W. Johnston, J. Mishima, "Aerosols Generated by Free Fall Spills of Powders and Solutions in Static Air," NUREG/CR-2139, Pacific Northwest Laboratory (1981).
 - [2] United States Department of Energy, "DOE Handbook: Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fractions for Nonreactor Nuclear Facilities, Volume I—Analysis of Experimental Data," DOE-HDBK-3010-94, p.4-81 (1994).
 - [3] International Commission on Radiological Protection, "The ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public, an Extension of ICRP Publications 68 and 72 (CD-ROM)," International Commission on Radiological Protection (2002).
 - [4] 内閣府原子力安全委員会事務局（監修），「原子力安全委員会指針集（第11版）」—水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針（解説）—，p.631，大成出版社（2003）。
 - [5] 内閣府原子力安全委員会事務局（監修），「原子力安全委員会指針集（第11版）」—核燃料施設の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について—，pp.796～821，大成出版社（2003）。
- （注）STACY 施設では、プルトニウムが硝酸水溶液として取り扱われることから、核燃料施設のめやす線量を参考とした。なお、別に策定された原子炉施設に対するプルトニウムのめやす線量も同値である。
- [6] E. M. Flew, B. A. J. Lister, "Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell: Implications for Emergency Planning," AERE-R6076, United Kingdom Atomic Energy Authority (1969).