

「常陽」のソースタームの評価（中間報告）

1. 概要

「常陽」のbdba時のソースタームとして、大気中に放出される放射性物質の種類、放出量、放出時期を検討した。評価は、原子炉停止機能喪失型の事象（以下「ATWS」という。）及び崩壊熱除去機能喪失型の事象（以下「LOHRS」という。）の有効性評価の事象進展評価に基づき、以下の①～③のそれぞれの過程について実施した。

- ① 炉内蓄積放射性物質の量（以下「炉内インベントリ」という。）の評価
- ② 炉内ソースタームの評価
- ③ 炉外ソースタームの評価

2. 炉内インベントリの評価

標準平衡炉心（サイクル末期、平均燃焼度約 39,000Mwd/t）を対象に F P G S - 3 で計算した炉内インベントリを実用発電用原子炉（90 万 kW 級 PWR、熱出力約 2,700MW）と比較して第 1 表及び第 2 表に示す。核種 Gr 及び核種は実用発電用原子炉を参考に設定した。ただし、構造材の放射化物の放射能は、FP やアクチニドと比べて小さいことから除外した。また、全炉心を炉心燃料集合体（79 体）とした。

炉内インベントリは概ね実用発電用原子炉の出力比（約 0.037）に応じたものになっており、「常陽」において、特異な構成及び量とはならない。

なお、上述のとおり出力比に応じたものとなっているが、Pu 及び Am は出力比を上回ること、ナトリウムの放射化物が存在することが特徴である。出力比からの差異が相対的に大きい主な核種及び要因を以下に示す。

- ① 核分裂収率の差異（崩壊、燃焼、照射の影響を含む。）：
 - Xe-135, I-134m, Cs-134, Sn, Sb, Te-127m, Te-127, Te-129m, Sm-151, Sm-153
- ② 運転時間の差異（長半減期核種、放射平衡核種）：
 - Kr-85, I-129, Cs-137, Sr-90, Ru-106, Rh-106, Ce-144, Y-90, Pr-144, Pm-147
- ③ 燃料の組成の差異（①を除く。）：
 - Np, Pu, Am, Cm

3. 炉内ソースタームの評価

ATWS と LOHRS の有効性評価の事象進展に基づく、炉内ソースタームの評価（燃料から冷却材、冷却材からカバーガス、カバーガスから格納容器への移行割合の評価）は以下のとおりである。

(1) ATWS の炉内ソースタームの評価

①炉心損傷過程の遷移過程において、燃料が急速に加熱され、初期に希ガス及び揮発性の FP はほぼ全量が気相（ナトリウム中の蒸気泡）に移行する。蒸気泡のナトリウムプール内での上昇によりカバーガス空間に輸送されるが、原子炉容器下部の炉心部で炉心周囲の冷却材ナトリウムの

サブクール度が大きい状態で放出されるため、揮発性の FP は、カバーガス空間への輸送過程でナトリウムによる保持により減衰する。その後、即発臨界超過時の機械的エネルギーによる回転プラグの浮き上がりに時に、カバーガス中に存在する FP は格納容器（床上）に放出される。

②炉心の膨張の過程で、燃料及び不揮発性 FP の一部も蒸気泡を介して一部がカバーガス空間に移行するが、冷却材ナトリウム温度が過度に高くないことや、冷却材・カバーガスバウンダリの気密が維持されること、及び炉心の再配置後も原子炉容器内で安定冷却保持されることも相まって、これらの不揮発性の FP 等は原子炉冷却材バウンダリ内で保持される。

③機械的エネルギーの発生後に、原子炉容器が加圧されることはなく、回転プラグの気密回復後に炉容器内に残存して気相中に存在する FP が放出される割合は小さい。

上記の事象推移における炉内ソースタームの概略評価結果を第 3 表に示す。

なお、燃料の損傷割合及び希ガス・揮発性 FP の燃料ペレットからの放出率は保守的に 100% としている。

(2) LOHRS の炉内ソースタームの評価

①炉心温度の上昇による燃料被覆管のクリープ破損により、通常運転時に燃料-被覆管ギャップ部に移行していた希ガス及び揮発性 FP や、事故時の昇温により燃料ペレットから放出される FP が冷却材中に放出される。

②冷却材液位が炉心頂部に達し、液位よりも上に露出した炉心は被覆管の熔融によって崩壊し、熔融スチールと固体ペレットの混合物を形成する。炉心損傷過程において、燃料が高温に至る場合は燃料及び不揮発性 FP の一部も原子炉容器内に放出される。なお、炉心損傷の進展が緩やかであるため、即発臨界超過に至る場合でも、反応度挿入率が低くなることから、不揮発性の FP 等の放出割合は ATWS と同等もしくは下回る。

③液位の低下に従って炉心よりも下の構造物は炉心からの熱負荷で熔融又はクリープ破損し、最終的に損傷炉心物質は下部プレナム内の冷却材のナトリウム中へ落下し、原子炉容器破損後は、安全容器内で安定的に冷却される。

以上のとおり、燃料の周囲に冷却材ナトリウムが存在した状態で FP が冷却材中又は原子炉容器内に放出されるため、格納容器への放出量は低減される。また、損傷炉心物質の再配置後も、安全容器内の約 350°C のナトリウム中に 900°C 以下で保持されることから、炉外事象時に多量の放射性物質が放出されることはない。

上記の事象推移における炉内ソースタームの概略評価結果を第 4 表に示す。

なお、「常陽」の LOHRS では、燃料の破損及び炉心の損傷までには長期間の時間的猶予があり、当該期間に被ばく影響が大きい短半減期核種の大幅な減衰に期待できるが、本評価では、保守的に減衰を無視している。

4. 炉外ソースタームの評価

(1) ATWS の炉外ソースタームの評価（格納容器から環境への移行割合の評価）

ATWS の格納容器破損防止措置の有効性評価において、炉心損傷過程における機械的エネルギー発生時においても、ナトリウムの格納容器（床上）への噴出は生じないことを示しているが、

本評価では、仮想的な想定ではあるものの、ナトリウム 230kg が格納容器（床上）に噴出し、噴出したナトリウムが瞬時に燃焼すると仮想して評価を実施した。また、回転プラグの浮き上がり時にカバーガスに移行した希ガス及び揮発性 FP の全量が格納容器（床上）に移行すると仮定した。ナトリウムの燃焼及び崩壊熱による発熱による格納容器（床上）の加圧により、放射性物質の環境への移行割合を評価した。なお、損傷炉心物質は原子炉冷却材バウンダリ内で、安定冷却保持できることを確認している。

上記の事象推移における炉外ソースタームの概略評価結果を第 5 表に示す。また、格納容器内圧力の時刻歴変化を第 1 図に示す。

(2) LOHRS の炉外ソースタームの評価

LOHRS の格納容器破損防止措置の有効性評価において、損傷炉心物質は安全容器内で安定冷却保持されることを示している。他方、放射性物質等は安全板を通じて窒素雰囲気中の格納容器（床下）に移行するため、格納容器（床下）から格納容器（床上）を経由して環境へ移行する割合を評価する。

上記の事象推移における炉外ソースタームの概略評価結果を第 6 表に示す。また、格納容器内圧力の時刻歴変化を第 2 図に示す。

(3) 既往研究の整理

炉外ソースターム評価を実施するにあたっては、ナトリウム漏えい事故や炉心崩壊事故の発生時に、放射性物質が格納容器内あるいは環境に放出されるまでの高速炉固有の事象推移と現象を考慮する必要がある。特に、ハロゲンである FP 中のヨウ素は冷却材として使用されるアルカリ金属のナトリウムとは化学的親和性が強く、その大部分が冷却材中に保持されることが期待される。また、ナトリウムは化学的に活性であることから、高温では空気中の酸素や湿分と反応（燃焼）し、化学反応に伴う熱および反応生成物である煙（ナトリウムエアロゾル）を発生する。このナトリウムエアロゾルは凝集や沈降などによって時間とともに雰囲気中の濃度が自然に減衰する。この様に、高速炉の事故におけるソースターム評価が軽水炉と異なるのは放射性エアロゾルの存在である。その結果、軽水炉とは異なる高速炉固有の物理的、化学的特性による放出量の減衰が見込まれる。

ソースタームに関する研究では、特にこれらの高速炉特有の放射性物質の保持低減効果に着目しつつ、詳細な現象の把握を目指した研究開発が行われてきた。

- ・ ナトリウム燃焼時のヨウ素放出挙動
- ・ エアロゾル挙動
- ・ ナトリウムプールからの揮発性 FP の放出挙動

以下、それぞれの研究についてその概要を示す。

- ・ ナトリウム燃焼時のヨウ素放出挙動
冷却材漏えい事故時のナトリウム燃焼では、大量のナトリウムエアロゾルが生成されるた

め、高速炉の被ばく評価ではこれに伴ってナトリウム中に存在しているヨウ素がどのくらい雰囲気中に出て行くかを明らかにする事が重要となる。

これまで密閉容器中でヨウ素を含めたナトリウムプールを燃焼させた実験が行われている^{[1],[2]}。実験ではヨウ素の放出率は添加量の1.5~3.8%程度であり、ナトリウムの放出率の約30%程度であった。また、気相に放出されたヨウ素の内、98%は酸化ナトリウムエアロゾルと同一の挙動を示し、残り2%がガス状ヨウ素であった。またこの試験では有機ヨウ素は検出されていない。

・ エアロゾル挙動

高速炉の事故における線量評価において、軽水炉と異なるのはナトリウムの燃焼等によって発生する大量の放射性エアロゾルの存在である。このため、ナトリウムエアロゾルやウランエアロゾルの凝集や沈降などによる雰囲気中の濃度の自然減衰挙動を明らかにするための研究が行われている^{[3],[4]}。

実験^[3]におけるナトリウムエアロゾルの発生器は内径35mm、高さ160mmのステンレス製の溶解槽(熱容量15kW)で、溶解した金属ナトリウムにカバーガス又は空気を吹き付けて燃焼反応によりエアロゾルを発生させる。ウランエアロゾルの発生には主としてアークメルト法を用いている。アークメルト法ではタングステンを陽極に、冷却水を通した銅製の受け皿を陰極とし、受け皿に金属ウランを入れ、アルゴンガスを吹き付けながら約200Aの電流を流し、ウラン蒸気を発生させている。

このほか過熱燃焼法により酸化ウランエアロゾルを発生させている。

実験の結果、酸化ナトリウムエアロゾルの形状はほぼ球型であり、その粒度分布はほぼ対数正規分布で、発生初期の粒子の個数中心径(CMD: Count Mean Diameter)は0.3~2.0mm、幾何標準偏差(s_g)は1.4~3.3の範囲であった。酸化ウランエアロゾルは、直径数100Å(0.02~0.06mm)の一次粒子が連鎖状に凝集して形成されている。一次粒子の粒度分布は燃焼法で発生させた場合、CMD=0.07mm、 $s_g=1.93$ の対数正規分布であった。アーク法の場合、CMDは0.035mmであったが、きれいな対数正規分布にはならなかった。凝集粒子を投影面積が等価の球に換算して求めた粒度分布はほぼ対数正規分布であり、CMDは0.27~0.34mm、 s_g は1.6~2.0であった。酸化ウランと酸化ナトリウムが混在している場合は、酸化ナトリウムの比率の高いものほど球型に近い形状となっている。

これらエアロゾルの粒径分布と容器内のエアロゾル濃度及び沈降フラックスの測定値からその平均見掛け密度も検討されている^[3]。酸化ナトリウム及び酸化ウランの平均見掛け密度はそれぞれ0.35及び0.62g/cm³であり、真密度のそれぞれ約1/6及び約1/10であった。酸化ナトリウム15%、酸化ウラン85%の場合、平均見掛け密度は2.7g/cm³とかなり大きくなった。これはNa₂Oの存在により空隙率の大きな鎖状のU₃O₈の隙間にNa₂Oが入り込んだためと考えられている。

格納容器内に熱源がある場合、その温度勾配に起因してエアロゾル粒子が壁面に沈着する熱泳動現象がある。試験^[4]では、容器内に円筒と平板の熱源を設置し、熱収支とエアロゾル粒子の熱泳動の関係が評価されている。

- ・ ナトリウムプールからの揮発性 FP の放出挙動

原子炉容器内部で破損燃料からナトリウム中に放出された FP は、ナトリウムの蒸発によって自由液面からカバーガスへ放出される。また、格納容器内の 1 次冷却系不活性ガス雰囲気へ FP を含むナトリウムが漏えいした場合も、FP が不活性雰囲気中へ蒸発によって放出される。この蒸発による放出では、特に揮発性 FP であるヨウ素、セシウム、テルルが重要となる。

これら揮発性 FP のナトリウム中から気相への蒸発放出挙動を評価するため、ナトリウムとカバーガスが等温の場合の気液平衡分配係数 K_d (=気相中のナトリウムに対する FP 濃度 / 液相中のナトリウムに対する FP 濃度) 及び非等温の場合の気液非平衡分配係数 K_d' の測定が行われている^[6]。この結果、ヨウ素についてはナトリウムとの化学親和性からナトリウムによる保持効果によって気相へ放出されにくいこと、一方セシウムについてはナトリウムと同じアルカリ金属でナトリウムには無限に溶解するが、ナトリウムに比べて蒸気圧が高いため気相へ放出されやすいことが明らかになっている。セシウムについては、放出はされるものの、放出速度の抑制や放出後の凝縮・沈降により、結果的には雰囲気への拡散は抑制される。

5. ソースターム評価のまとめ

(1) 炉内インベントリ

炉内インベントリは概ね実用発電用原子炉の出力比 (約 0.037) に応じたものになっており、「常陽」において、特異な構成及び量とはならない。

(2) ATWS のソースターム

ATWS の炉内ソースターム評価では、原子炉容器下部の炉心部で炉心周囲の冷却材ナトリウムのサブクール度が大きい状態で放出されるため、揮発性の FP はカバーガス空間への輸送過程でナトリウムによる保持により減衰する。また、IVR の措置により、原子炉冷却材バウンダリが有効な障壁を構成しており、格納容器への移行割合は小さい。ATWS の炉外ソースターム評価では、格納容器 (床上) へのナトリウムの噴出・燃焼を仮想して評価したが、格納容器による閉じ込め及びエアロゾルのプレートアウトにより、環境への放出量は低く抑制される。

以上の評価を総合すると、保守的な条件及び仮想的な想定も取り入れて評価をしても、ATWS のソースタームは概ね発電炉の出力比に応じたものとなっている。また、IVR の措置により、不揮発性の FP 及び TRU 核種の放出は防止される。

(3) LOHRS のソースターム

LOHRS の炉内ソースターム評価では、燃料の気相への露出により、燃料が長期間高温にさらされることから、格納容器への移行割合は大きくなる。他方、放射性物質は安全板を通じて、窒素雰囲気格納容器 (床下) に放出されるため、炉外ソースターム評価では、格納容器 (床下) における閉じ込め効果が大きくなり、環境への移行割合は小さくなる。

以上の評価を総合すると、保守的な条件及び仮想的な想定を取り入れて評価をしても、LOHRS

のソースタームは概ね発電炉の出力比に応じたものとなっている。また、EVRの措置により、不揮発性のFP及びTRU核種の過大な放出は防止される。

以上のとおり、「常陽」のソースタームを仮想的な想定も含めて評価した結果、①実用発電用原子炉と比較して炉内インベントリが出力比に比例し概ね一桁程度小さいこと、②仮想的な想定を踏まえても移行割合は概ね同等となることから、放出核種に差異はなく、放出量は概ね出力比に応じたものとなる。

以上

【参考文献】

- [1] 桜間直樹, 佐川憲彦, 他, 「密閉容器内におけるナトリウム燃焼実験」, PNC TJ202 76-06, 1976.
- [2] 佐川憲彦, 福島 穰, 他, 「密閉容器内におけるナトリウム燃焼実験(2)」, PNC TJ202 77-10, 1977.
- [3] G. Nishio, M. Miyauchi, S. Kitani, “Measurement of Aerosol Density of Sodium Oxide, Uranium Oxide and Their Mixed Aerosols,” PNC TJ250 76-05Tr, March 1978.
- [4] G. Nishio, J. Takada, S. Kitani, “Thermophoretic Behavior of Nuclear Aerosol in the Event of Hypothetical Accident in LMFBR,” PNC TN251 76-01, January 1976.
- [5] K. Haga, Y. Nishizawa, T. Watanabe, S. Miyahara, Y. Himeno, “Equilibrium and Nonequilibrium Partition Coefficients of Volatile Fission Products between Liquid Sodium and the Gas Phase,” Nuclear Technology, Vol.97, pp.177-185, 1992.

第1表 炉内インベントリの比較

核種 Gr	主な核種	炉内インベントリ		
		実用発電用原子炉 (Bq) *1	「常陽」 (Bq) *2	「常陽」 / 実用発電 用原子炉 *3
Xe 類	Kr, Xe	3.0×10^{19}	1.3×10^{18}	0.042
I 類	Br, I	3.1×10^{19}	1.2×10^{18}	0.039
Cs 類	Rb, Cs	1.2×10^{19}	4.4×10^{17}	0.037
Te 類	Sb, Te	1.9×10^{19}	7.5×10^{17}	0.039
Ba 類	Sr, Ba	1.8×10^{19}	6.9×10^{17}	0.038
Ru 類	Mo, Tc, Ru, Rh	3.6×10^{19}	1.4×10^{18}	0.038
Ce 類	Ce, Np, Pu	6.6×10^{19}	1.5×10^{18}	0.022
La 類	Y, La, Pr, Am	6.6×10^{19}	2.4×10^{18}	0.036
Na	Na	—	2.4×10^{12} (Bq/kg_Na)	—

*1: 安全性向上評価届出書 (高浜発電所第3号機 (2,705MW (=2,652MWt×1.02))、平成30年1月10日)より集計

*2: FPGS-3による計算値 (燃料組成及び中性子スペクトルは「常陽」の値を使用)

*3: 「常陽」 / 実用発電用原子炉の出力比 $100/2705=0.037$

第2表 炉内蓄積量の比較（内訳）

核種 Gr	核種	炉内蓄積量		
		実用発電用原子炉 (Bq) *1	「常陽」 (Bq) *2	「常陽」／実用発 電用原子炉*3
Xe 類	Kr-83m	3.0E+17	1.3E+16	0.043
	Kr-85m	8.5E+17	2.8E+16	0.032
	Kr-85	2.9E+16	3.1E+14	0.010
	Kr-87	1.2E+18	5.1E+16	0.042
	Kr-88	1.7E+18	6.8E+16	0.040
	Kr-89	2.1E+18	8.0E+16	0.038
	Kr-90	2.2E+18	8.4E+16	0.038
	Xe-131m	2.6E+16	1.3E+15	0.047
	Xe-133m	1.7E+17	6.9E+15	0.040
	Xe-133	5.5E+18	2.1E+17	0.038
	Xe-135m	1.2E+18	4.5E+16	0.037
	Xe-135	2.1E+18	2.2E+17	0.104
	Xe-137	4.9E+18	1.8E+17	0.036
	Xe-138	4.6E+18	1.7E+17	0.035
	Xe-139	3.3E+18	1.2E+17	0.036
I 類	Br-83	3.0E+17	1.3E+16	0.043
	Br-84m	1.9E+16	5.5E+14	0.029
	Br-84	5.4E+17	2.2E+16	0.040
	Br-85	8.5E+17	2.7E+16	0.032
	Br-86	8.9E+17	3.7E+16	0.041
	Br-87	9.8E+17	4.1E+16	0.042
	I-129	8.4E+10	1.5E+09	0.017
	I-131	2.7E+18	1.1E+17	0.041
	I-132	3.9E+18	1.6E+17	0.040
	I-133	5.5E+18	2.1E+17	0.038
	I-134m	5.7E+17	3.3E+16	0.056
	I-134	6.0E+18	2.3E+17	0.038
	I-135	5.2E+18	1.9E+17	0.037
	I-136m	1.7E+18	4.9E+16	0.029
I-136	1.8E+18	8.7E+16	0.048	

核種 Gr	核種	炉内蓄積量		
		実用発電用原子炉 (Bq) *1	「常陽」 (Bq) *2	「常陽」／実用発 電用原子炉*3
Cs 類	Rb-86	6.7E+15	2.8E+14	0.042
	Rb-88	1.7E+18	6.9E+16	0.040
	Rb-89	2.3E+18	8.9E+16	0.038
	Rb-90	2.1E+18	8.4E+16	0.040
	Cs-134	3.8E+17	6.7E+14	0.002
	Cs-136	1.5E+17	5.7E+15	0.037
	Cs-137	2.7E+17	3.7E+15	0.014
	Cs-138	5.0E+18	1.9E+17	0.038
Te 類	Sn-128	4.0E+17	2.2E+16	0.055
	Sb-127	2.5E+17	1.4E+16	0.053
	Sb-128m	4.3E+17	2.4E+16	0.055
	Sb-129	8.8E+17	3.8E+16	0.042
	Sb-131	2.1E+18	8.7E+16	0.041
	Te-127m	2.0E+16	1.6E+15	0.078
	Te-127	2.3E+17	1.3E+16	0.056
	Te-129m	9.0E+16	5.1E+15	0.057
	Te-129	8.6E+17	3.9E+16	0.045
	Te-131m	6.7E+17	2.2E+16	0.033
	Te-131	2.2E+18	9.3E+16	0.042
	Te-132	3.8E+18	1.5E+17	0.040
	Te-133m	2.6E+18	8.0E+16	0.031
	Te-134	4.7E+18	1.7E+17	0.034
Ba 類	Sr-89	2.4E+18	8.7E+16	0.036
	Sr-90	1.7E+17	2.1E+15	0.012
	Sr-91	3.0E+18	1.2E+17	0.039
	Sr-92	3.2E+18	1.3E+17	0.040
	Ba-139	4.8E+18	1.9E+17	0.038
	Ba-140	4.8E+18	1.8E+17	0.037
Ru 類	Mo-99	4.9E+18	1.9E+17	0.038
	Mo-101	4.6E+18	1.9E+17	0.041
	Tc-99m	4.3E+18	1.7E+17	0.037

核種 Gr	核種	炉内蓄積量		
		実用発電用原子炉 (Bq) *1	「常陽」 (Bq) *2	「常陽」／実用発 電用原子炉*3
Ru 類	Tc-101	4.6E+18	1.9E+17	0.041
	Ru-103	4.4E+18	1.8E+17	0.039
	Ru-105	3.1E+18	1.2E+17	0.038
	Ru-106	1.6E+18	3.8E+16	0.023
	Rh-103m	4.3E+18	1.7E+17	0.040
	Rh-105	2.9E+18	1.2E+17	0.041
	Rh-106	1.7E+18	3.8E+16	0.022
Ce 類	Ce-141	4.3E+18	1.8E+17	0.040
	Ce-143	4.0E+18	1.5E+17	0.038
	Ce-144	3.1E+18	7.1E+16	0.023
	Ce-146	2.2E+18	8.3E+16	0.037
	Np-239	5.1E+19	9.5E+17	0.019
	Pu-238	2.7E+16	1.3E+15	0.047
	Pu-239	2.3E+15	2.9E+14	0.126
	Pu-240	4.2E+15	4.5E+14	0.105
	Pu-241	1.0E+18	3.1E+16	0.031
La 類	Y-90	1.8E+17	2.2E+15	0.012
	Y-91m	1.7E+18	6.7E+16	0.039
	Y-91	3.1E+18	1.2E+17	0.037
	Y-92	3.3E+18	1.3E+17	0.039
	Y-93	3.8E+18	1.5E+17	0.038
	Y-94	4.0E+18	1.6E+17	0.039
	Zr-95	4.5E+18	1.6E+17	0.035
	Zr-97	4.6E+18	1.8E+17	0.037
	Nb-95	4.5E+18	1.6E+17	0.034
	Nb-97	4.7E+18	1.8E+17	0.037
	La-140	4.9E+18	1.8E+17	0.036
	La-141	4.4E+18	1.8E+17	0.039
	La-142	4.2E+18	1.6E+17	0.038
	Pr-143	3.9E+18	1.5E+17	0.039
	Pr-144	3.1E+18	7.1E+16	0.023

核種 Gr	核種	炉内蓄積量		
		実用発電用原子炉 (Bq) *1	「常陽」 (Bq) *2	「常陽」／実用発 電用原子炉*3
La 類	Pr-146	2.2E+18	8.3E+16	0.038
	Pr-147	1.7E+18	6.4E+16	0.038
	Nd-147	1.7E+18	6.5E+16	0.038
	Nd-149	1.0E+18	3.8E+16	0.037
	Nd-151	5.4E+17	2.0E+16	0.037
	Pm-147	4.5E+17	1.2E+16	0.026
	Pm-149	1.3E+18	3.8E+16	0.029
	Pm-151	5.4E+17	2.1E+16	0.037
	Sm-151	1.6E+15	1.2E+14	0.075
	Sm-153	9.8E+17	1.1E+16	0.011
	Am-241	4.0E+15	5.3E+14	0.131
	Cm-242	6.2E+17	2.3E+16	0.037
	Cm-244	2.8E+16	1.6E+13	0.001
Na	Na-22	-	3.2E+07 (Bq/kg_Na)	-
	Na-24	-	2.4E+12 (Bq/kg_Na)	-

*1：安全性向上評価届出書（高浜発電所第3号機（2,705MW（=2,652MWt×1.02））、平成30年1月10日）

*2：FPGS-3による計算値（燃料組成及び中性子スペクトルは「常陽」の値を使用）

*3：「常陽」/実用発電用原子炉の出力比 100/2705=0.037

第3表 ATWS の炉内ソースタームの評価及び発電炉との比較

核種 Gr	発電炉 CV 移行割合*1	「常陽」			「常陽」 CV (床上) / 発電炉 CV
		燃料からの放出割合*2	カバーガスへの移行割合*3	CV(床上)への移行割合*4	
Xe 類	1	1	1	1	1
I 類	0.75	1	0.01	0.01	0.01
Cs 類	0.75	1	0.01	0.01	0.01
Te 類	0.305	1	0.01	0.01	0.03
Ba 類	0.12	1	0.01	0.01	0.08
Ru 類	0.005	0.1	0.01	0	-
Ce 類	0.0055	0.1	0.01	0	-
La 類	0.0052	0.1	0.01	0	-

*1: US NRC, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plant”, NUREG-1465, 1995.

*2: 燃料蒸発割合の推定から設定 (0.1)

*3: 第403回核燃料施設等の適合性に係る審査会合 資料1 (147 ページ) の炉外試験データに基づく設定 (0.01) (Xe 類を除く)

*4: 放射性物質がカバーガス領域到達時に CV (床上) へリークパスがある場合は移行割合を1、リークパスがない場合は移行割合を0と設定

第4表 LOHRS の炉内ソースタームの評価及び発電炉との比較

核種 Gr	発電炉 CV 移行割合*1	「常陽」		
		燃料からの放出割合*2	カバーガスへの移行割合*2	CV(床下)への移行割合*3
Xe 類	1	1	1	1
I 類	0.75	1	1	1
Cs 類	0.75	1	1	1
Te 類	0.305	1	1	1
Ba 類	0.12	1	1	1
Ru 類	0.005	0.1	0.1	0.01
Ce 類	0.0055	0.1	0.1	0.01
La 類	0.0052	0.1	0.1	0.01

*1: US NRC, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plant”, NUREG-1465, 1995

*2: 事象推移に基づく工学的判断により設定 (0.1)

*3: 「常陽」の事象推移では窒素雰囲気 CV(床下)に放出されるため、第6表の環境への移行割合において、発電炉と比較する。

第5表 ATWSの炉外ソースタームの評価及び発電炉との比較

核種 Gr	発電炉 CV から環境へ の移行割合 *1、*2	「常陽」		「常陽」環 境移行割合 /発電炉環 境移行割合	「常陽」環 境移行量/発電 炉環境移行量	ANL-ART-49 の環境への 移行割合 (参考) *4
		CV 床上 への移 行割合	環境への移 行割合*2、 *3			
Xe 類	9.4×10^{-3}	1	1×10^{-2}	1.1	0.045	1×10^{-4}
I 類	2.7×10^{-5}	0.01	1×10^{-5}	0.37	0.014	1×10^{-10}
Cs 類	1.1×10^{-5}	0.01	1×10^{-5}	0.91	0.034	1×10^{-8}
Te 類	7.8×10^{-6}	0.01	1×10^{-5}	1.3	0.05	1×10^{-9}
Ba 類	5.1×10^{-7}	0.01	1×10^{-5}	20	0.75	1×10^{-9}
Ru 類	6.9×10^{-7}	0	-	-	-	1×10^{-10}
Ce 類	3.1×10^{-8}	0	-	-	-	1×10^{-9}
La 類	4.3×10^{-9}	0	-	-	-	1×10^{-9}

*1：安全性向上評価（第2回）届出書（高浜発電所4号機）2020年8月

*2：放出量/炉内インベントリ

*3：第403回核燃料施設等の適合性に係る審査会合 資料1（147ページ）等に基づく設定（Xe類
0.01、その他0.001）

*4：即発臨界超過に至らない事象推移であり、かつ、施設の設計も異なるため、直接的な比較はできな
い。

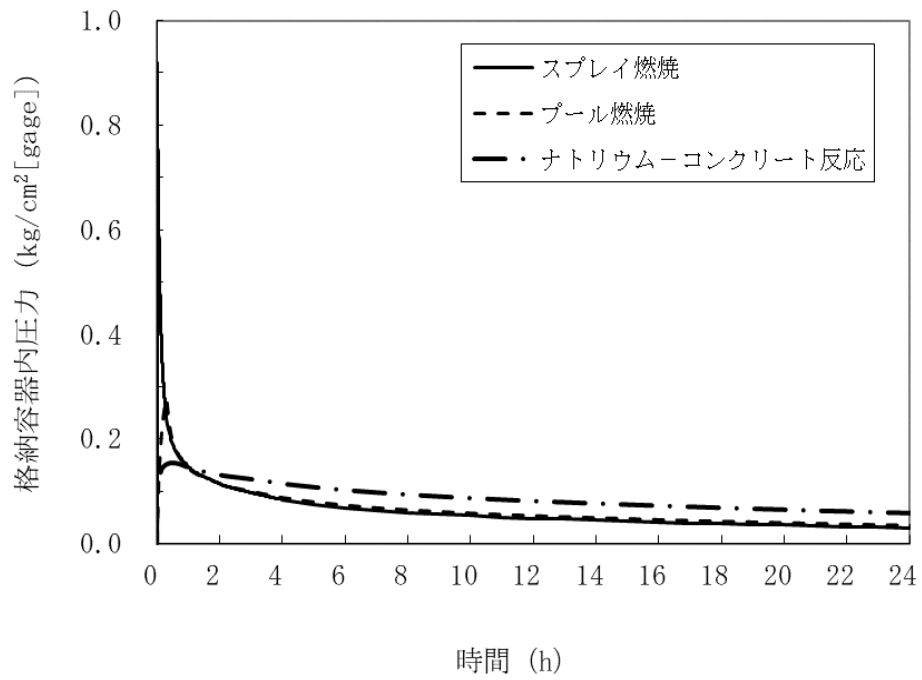
第6表 LOHRSの炉外ソースタームの評価及び発電炉との比較

核種 Gr	発電炉 CV から環境 への移行 割合*1	「常陽」		「常陽」 環境移行 割合/発 電炉環 境移行 割合	「常陽」 環境移行 量/発電 炉環 境移 行量	ANL-ART-49 の環境への 移行割合 (参考) *3
		CV 床下 への移 行 割合	環境への移行割 合*1、*2（別 紙4-8-3）			
Xe 類	9.4×10^{-3}	1	6×10^{-3}	0.64	0.027	1×10^{-2}
I 類	2.7×10^{-5}	1	2×10^{-6}	0.074	0.0029	1×10^{-6}
Cs 類	1.1×10^{-5}	1	2×10^{-6}	0.18	0.0067	1×10^{-6}
Te 類	7.8×10^{-6}	1	2×10^{-6}	0.26	0.01	1×10^{-7}
Ba 類	5.1×10^{-7}	1	2×10^{-6}	3.9	0.15	1×10^{-6}
Ru 類	6.9×10^{-7}	0.01	2×10^{-8}	0.029	0.0011	1×10^{-7}
Ce 類	3.1×10^{-8}	0.01	2×10^{-8}	0.65	0.014	1×10^{-7}
La 類	4.3×10^{-9}	0.01	2×10^{-8}	4.7	0.17	1×10^{-7}

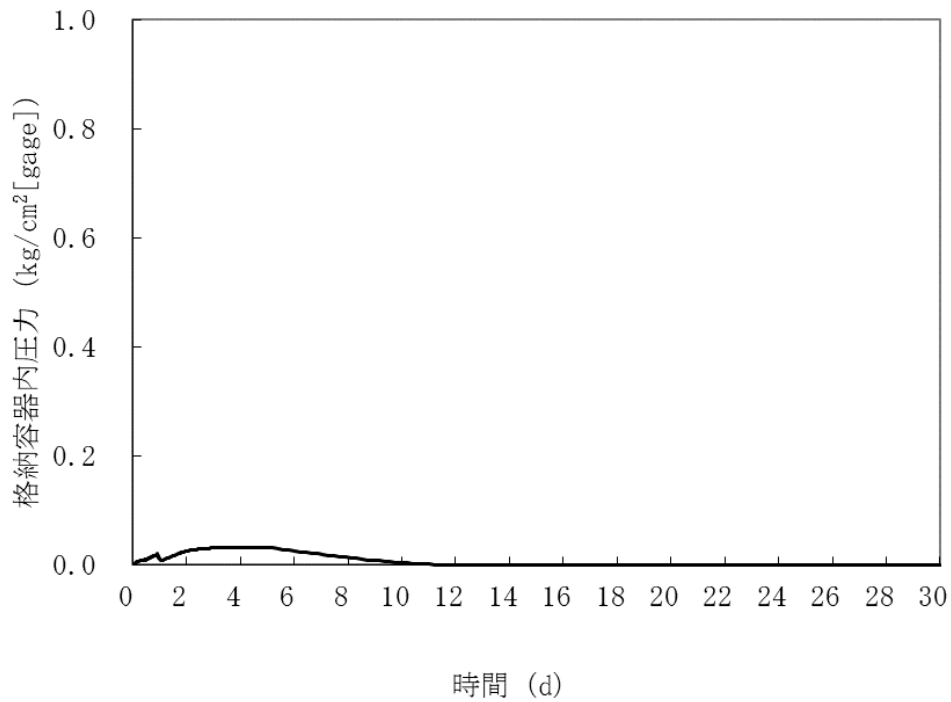
*1：放出量/炉内インベントリ

*2：第403回核燃料施設等の適合性に係る審査会合 資料1別紙4-8-3の移行割合から設定

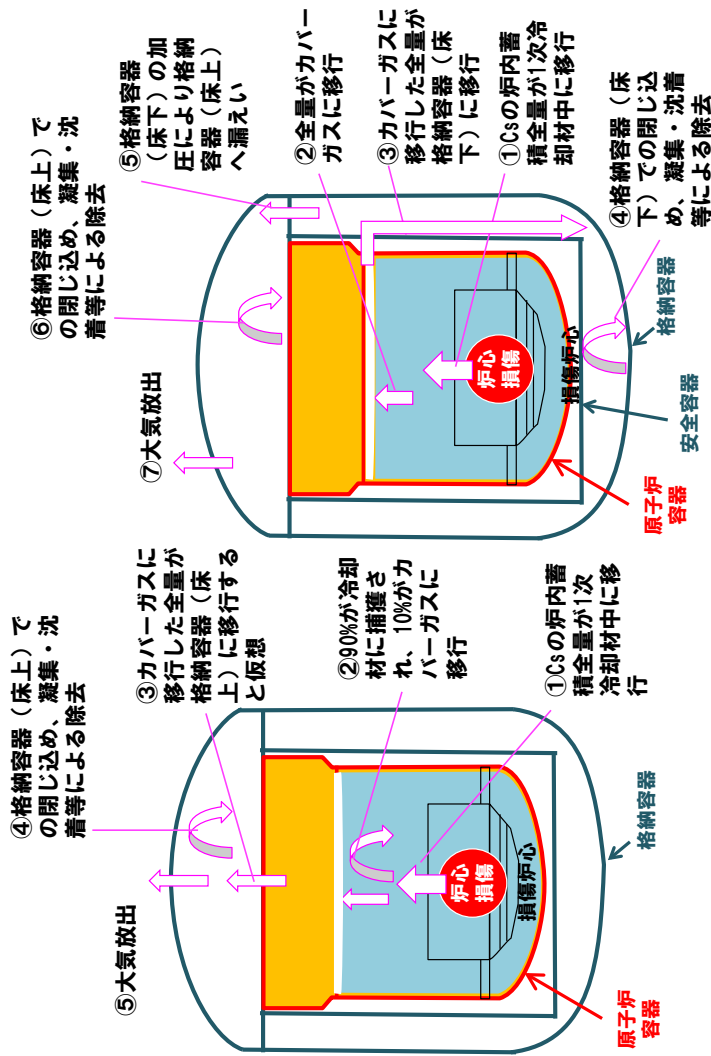
*3：燃料の溶融に至らない事象推移であり、かつ、施設の設計も異なるため、直接的な比較はできな
い。



第1図 ATWS時（ナトリウム噴出及び瞬時燃焼（スプレイ燃焼）を仮想）の格納容器内圧力の時刻歴変化



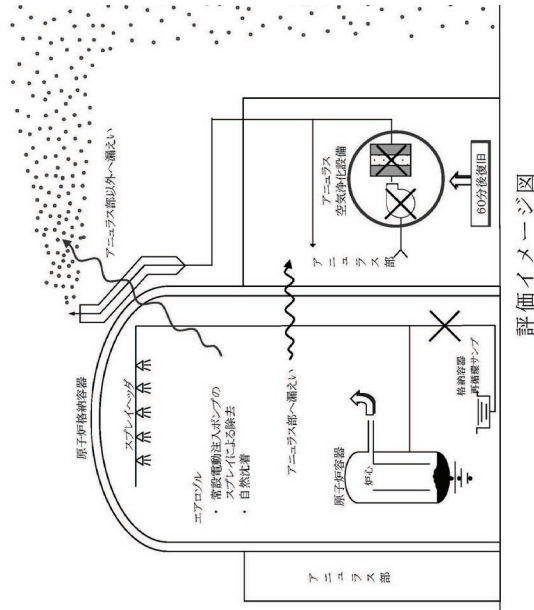
第2図 LOHRS時の格納容器内圧力の時刻歴変化



原子炉停止機能喪失型の評価のイメージ図

崩壊熱除去機能喪失型の評価のイメージ図

実用発電用原子炉の評価のイメージ図



評価イメージ図

参考図-1 「常陽」及び実用発電用原子炉の放射性物質の移行に係る概念図

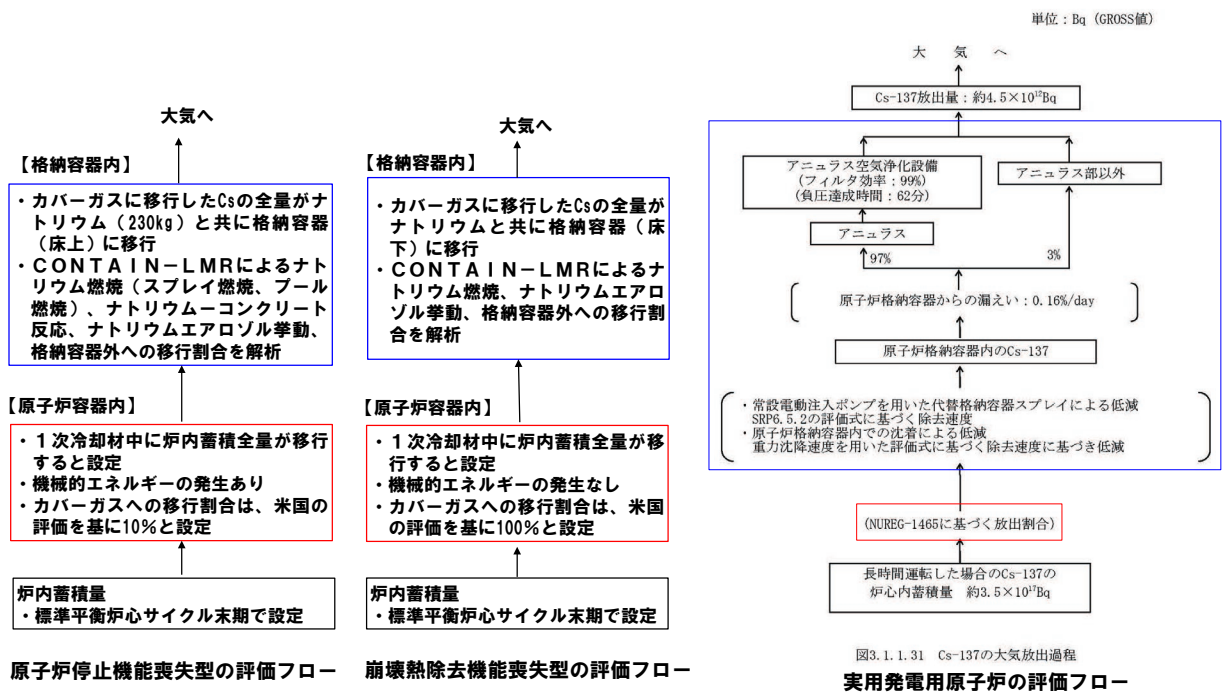


図3.1.1.31 Cs-137の大気放出過程
実用発電用原子炉の評価フロー

【炉心から格納容器への放出割合評価の相違点】

「常陽」では冷却材ナトリウムの保持を評価
実用発電炉はNUREG-1465に基づく放出割合を設定。

【格納容器から大気への放出割合評価の相違点】

実用発電炉では、代替格納容器スプレイによる低減及びアニュラス空気浄化設備による除去を評価

参考図-2 「常陽」及び実用発電用原子炉の放射性物質の移行に係る評価のフロー図

参考表-1 実用発電用原子炉の炉心から格納容器への放出割合の設定 (NUREG-1465)

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

- * Values shown are fractions of core inventory.
- ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
- *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

- Gap-Release/Early In-Vessel : 燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。
- Ex-Vessel/Late In-Vessel : 原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。