

「常陽」と実用発電用原子炉の Cs-137 の放出量評価の比較

1. 事象推移に基づく Cs-137 の放出量評価の比較

1.1 概要

「常陽」の多量の放射性物質等を放出する事故と実用発電用原子炉の重大事故における Cs-137 の放出量の評価について比較した結果を示す。

1.2 評価対象の事故シーケンス

1.2.1 「常陽」の評価対象の事故シーケンス

多量の放射性物質等を放出する事故は、原子炉停止機能喪失型と崩壊熱除去機能喪失型に大別される。これらのうち、周辺環境への影響度が相対的に大きくなる事故シーケンスとして、原子炉停止機能喪失型は ULOF の評価事故シーケンス、崩壊熱除去機能喪失型は PLOHS の評価事故シーケンスを代表事象に選定し、評価を実施している。

1.2.2 実用発電用原子炉の評価対象の事故シーケンス

大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイに失敗する事故シーケンスを対象に評価を実施している^[1]。なお、実用発電用原子炉の評価で参照している NUREG-1465^[2]は当該事故シーケンスを含み、低圧の事象も対象としている。

1.3 Cs-137 の格納容器内への放出割合の評価

「常陽」及び実用発電用原子炉の Cs-137 の移行に係る概念図を第 1 図に、評価のフロー図を第 2 図に示す。

炉心が損傷する過程における炉心から格納容器への放出割合は、事故の事象推移に大きく依存する。実用発電用原子炉における炉心から格納容器への放出割合の評価では、NUREG-1465^[2]に示されている割合で格納容器に放出されることを想定しており、第 1 表に示す通り、LOCA による冷却材が喪失した状態での燃料破損 (Gap Release)・燃料の溶融 (Early in-Vessel)、原子炉容器損傷後の MCCI (Ex-Vessel) 及び 1 次系に沈着した Cs-137 の放出 (Late in-Vessel) の各過程について評価している。

「常陽」の炉心損傷過程では、炉心の周囲に多量の冷却材ナトリウムが残存する状態で燃料の破損、炉心の損傷に至り、Cs-137 が放出される。加えて、原子炉容器内保持及び安全容器内保持により、炉心損傷後に損傷炉心物質は比較的低温で安定的に冷却されること、また、MCCI が防止されること等により、原子炉冷却材ナトリウム等による Cs-137 の保持効果により放出量を抑制できる。

1.3.1 「常陽」の ULOF の評価の概要

ULOF では、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炉心が損傷に至り、ほぼ全量の Cs-137 が冷却材中に放出されるため、冷却材中での捕獲により格納容器への放出

量は 2 桁程度低減される。また、炉心の再配置後も原子炉容器内で保持され、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も相まって、大半の Cs-137 は原子炉冷却材バウンダリ内で保持される。

1.3.2 「常陽」の PLOHS の評価の概要

PLOHS では、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た Cs-137 や、事故時の昇温により燃料ペレットから放出される Cs-137 が冷却材中に放出される。その後、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溶融によって崩壊し、溶融スチールと固体ペレットの混合物を形成し、Cs-137 が原子炉容器内に放出される。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溶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 Cs-137 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損傷炉心物質は、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、炉外事象時に大量の Cs-137 が放出されることはない。

1.4 Cs-137 の格納容器外への放出割合の評価

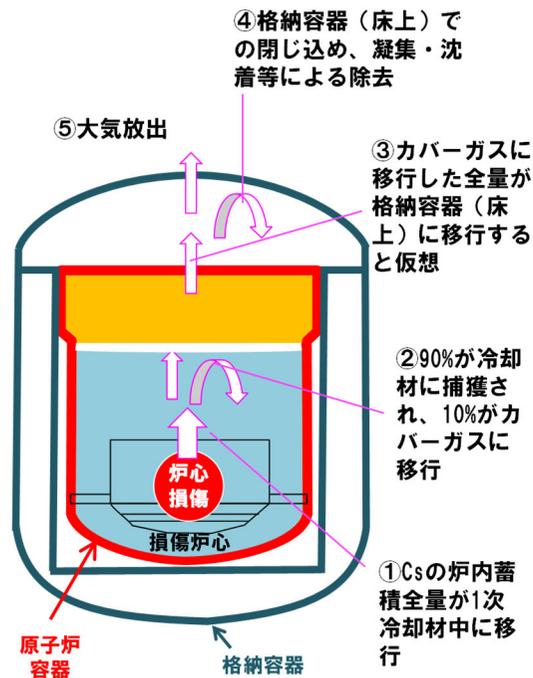
格納容器外への放出割合は格納容器内での除去と格納容器内圧による格納容器外への漏えいにより決定される。

格納容器内での除去について、実用発電用原子炉ではスプレイによる除去対策を講じている点が異なるが、自然沈着によるプレートアウトの考慮、有効性評価における格納容器内圧（実用発電用原子炉：MAAP、「常陽」：CONTAIN-LMR）を用いた漏えい率の評価は両者同じである。

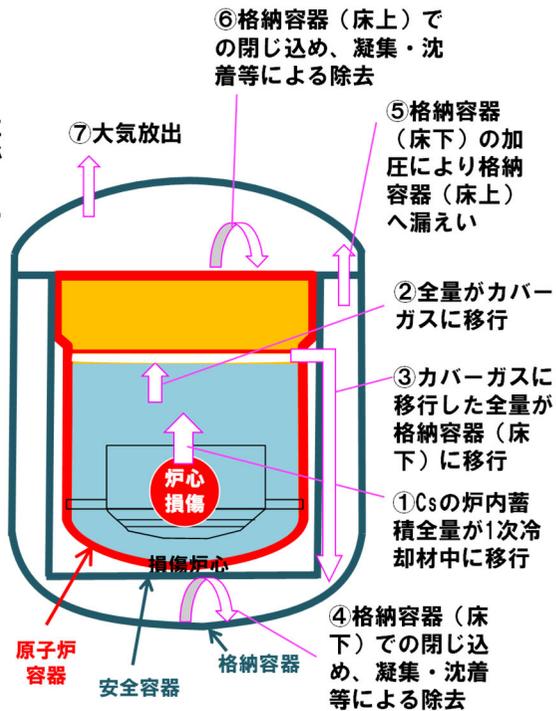
ここで、自然沈着によるプレートアウトはエアロゾル濃度及び環境温度等に依存する。「常陽」では、冷却材ナトリウムのエアロゾルが放射性物質に随伴するため、エアロゾル濃度が高くなり、格納容器内の温度も低く推移することから、プレートアウトが促進される。

ULOF においては、炉心損傷時に発生する機械的エネルギーが原子炉冷却材バウンダリ及びカバーガス等のバウンダリに与える影響はほとんどなくいずれも健全であり、炉心損傷後に冷却材の過度な昇温も生じないことから、格納容器の圧力は上昇せず、格納容器からの漏えい率は低く維持され、Cs-137 の格納容器内への移行を仮定してもその大部分は格納容器バウンダリ内で保持される。

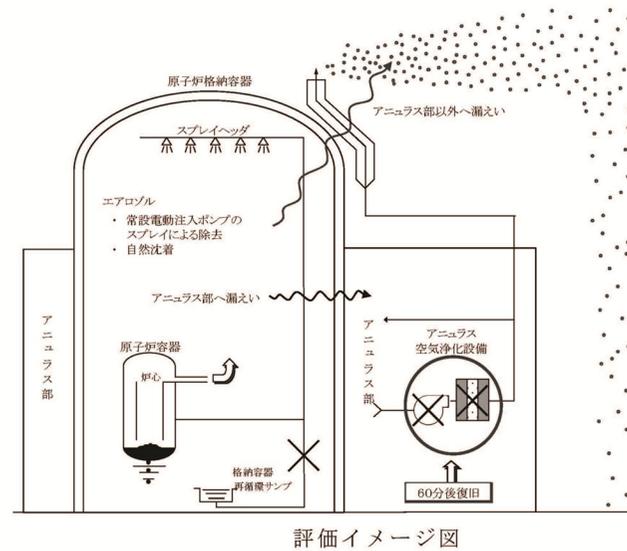
また、PLOHS においては、原子炉冷却材が昇温され、冷却材ナトリウムが格納容器（床下）に放出されるものの、崩壊熱が小さいことから、事象進展が緩やかであり、格納容器内の温度は低く、圧力も極めて小さい（0.032kg/cm²[gage]）ことも相まって、大部分の Cs-137 は格納容器（床下）及び格納容器（床上）のバウンダリ内で保持される。



原子炉停止機能喪失型の評価のイメージ図

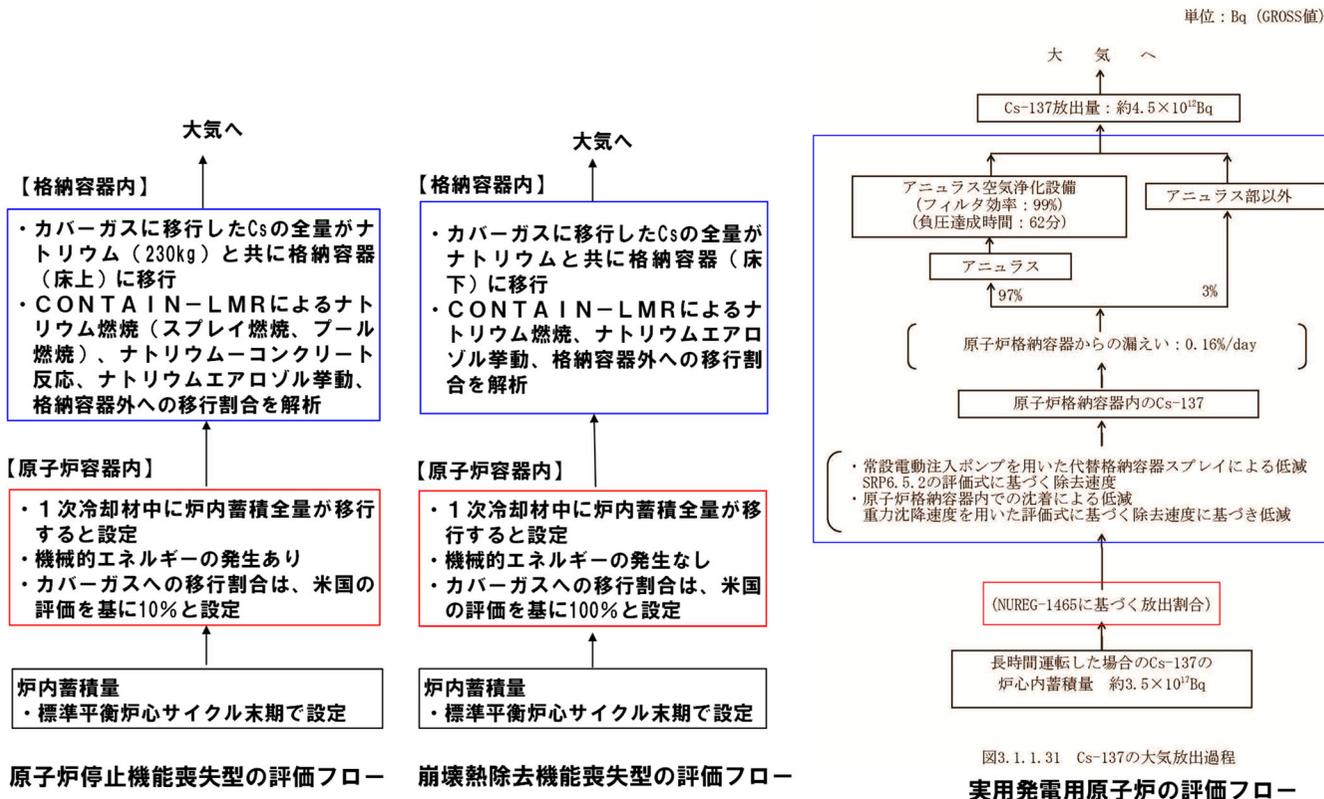


崩壊熱除去機能喪失型の評価のイメージ図



実用発電用原子炉の評価のイメージ図

第1図 「常陽」及び実用発電用原子炉のCs-137の移行に係る概念図



【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ー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

第2図 「常陽」及び実用発電用原子炉のCs-137の移行に係る評価のフロー図

第1表 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^[2]) ^[1]

	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。

2. ナトリウムと水の Cs 保持率について

2.1 概要

ナトリウムと水における Cs の保持率の違いについて、化学的性質、事故時の状態、事事故例を含む既存知見をもとに整理した。

2.2 溶解度について

Cs は、軽水炉では主に CsI として放出される。また Cs は水と反応し、水酸化セシウム (CsOH) となる。それぞれの化学的性質を第 2 表にまとめる^[3]。

第 2 表 水酸化セシウム及びヨウ化セシウムの性質^[3]

	水酸化セシウム	ヨウ化セシウム
密度 [g/cm ³]	3.68	4.51
融点 [°C]	272	621
沸点 [°C]	990	1280
水への溶解度 [g/100ml]	386	76.5

いずれも水への溶解度は高く、放出時に水が多量にある場合では水に溶解することが予想される。

一方、ナトリウム中の Cs の溶解度については、アルカリ金属同士でありほぼ無制限に溶ける^[4]。ただし、ナトリウムに比べ Cs の方が沸点は低く、ナトリウムの蒸発速度に律速するものの、徐々に蒸発することが知られている。

2.3 事故時の状態について

冷却材としてのナトリウムと水との大きな違いの一つに沸点が挙げられる。軽水炉の場合、事故時に既に冷却材が喪失している、或いは、その後の進展で冷却材が沸騰することが考えられる。第 2 表に示す通り、Cs 化合物の沸点は水よりも高いため、水の沸騰の過程で雰囲気に移行することはないものの、沸騰時の界面揺動に伴う飛沫の発生により、エアロゾルとして拡散する。軽水炉における Cs 放出割合の評価^[5]について、第 3 表に示すように既存知見 (NUREG-1465^[2]) では 0.75、MAAP を用いた数値評価では 0.93 となっている。

第3表 格納容器への放出割合の評価^[5]

		希ガス類	よう素類	Cs 類	Te 類	Ba 類	Ru 類	Ce 類	La 類
MAAP コード による評価	CV 内への 放出割合	1.0×10^0	9.3×10^{-1}	9.3×10^{-1}	8.2×10^{-1}	4.0×10^{-2}	1.0×10^{-1}	2.9×10^{-3}	5.2×10^{-4}
	CV 外への 放出割合	9.6×10^{-3}	3.0×10^{-4}	1.9×10^{-5}	1.5×10^{-5}	8.1×10^{-7}	1.8×10^{-6}	6.1×10^{-8}	9.6×10^{-9}
今回の評価	CV 内への 放出割合	1.0×10^0	7.5×10^{-1}	7.5×10^{-1}	3.1×10^{-1}	1.2×10^{-1}	5.0×10^{-3}	5.5×10^{-3}	5.2×10^{-3}
	CV 外への 放出割合	1.1×10^{-2}	3.6×10^{-4}	2.1×10^{-4}	8.3×10^{-5}	3.2×10^{-5}	1.4×10^{-6}	1.5×10^{-6}	1.4×10^{-6}

※表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値である。

一方、冷却材がナトリウムの場合、沸点の低いCsが蒸発するものの、その蒸発速度は低く、また1.3.1および1.3.2に示すように冷却材ナトリウムの温度はそれほど上昇せず界面は穏やかであり、界面で蒸発したCsが雰囲気により冷却、凝縮され界面に沈降することで、Csのアロゾルとしての拡散が抑制される^[6]。

以上より、ナトリウム冷却高速炉では、軽水炉に比べCsの拡散の観点では固有の安全性を有していると考えられる。

2.4 既存知見について

既存知見としては、米国におけるFPの冷却材中への放出に至った事故の調査^[6]及びGibbs自由エネルギー極小化法を用いた熱力学的計算結果^[7]が挙げられる。

米国における事故調査では、第4表に示すようにカバーガス中へのCsの移行は見られていない。これは、上述の通り、一度カバーガスから蒸発したCsが凝縮、沈降したためと考えられている。

熱力学計算を用いたAdvanced Liquid Metal Reactor (ALMR)での、ナトリウム冷却材およびカバーガス空間へのFP移行割合に関する評価^[7]では、原子炉容器が健全であり、カバーガスの気密が担保された条件で、ナトリウム温度を沸点とし、各成分種の移行割合を評価している。ここで、完全に溶解されていなくても冷却材中に存在するような混合層を仮定した場合は、第5表に示す通りCsの移行割合は約 0.56×10^{-3} 程度と評価されており、Csの拡散が抑えられている（なお、混合層を考慮しない場合では、移行割合は0.61と軽水炉と同程度の評価となっている。）。

第4表 米国におけるFPの冷却材中への放出事故におけるFP存在分布^[6]

著作権の問題により公開できません。

第5表 熱力学計算を用いたALMRにおけるFPのカバーガス放出割合^[7]
ナトリウム温度：1156K、混合相考慮

著作権の問題により公開できません。

以上の知見を総合すると、化学的性質としてナトリウムのCsに対する保持性は高くないものの、軽水炉に比べ事故時の冷却材挙動は穏やかであり、ナトリウム界面から蒸発したCsはそのほとんどがナトリウム液面に沈着することが予想される。このため、Csのエアロゾルとしての拡散は、軽水炉に比べ極めて小さく、総合的に高い保持力を有すると考えられる。

なお、NUREG-1465^[2]では、サブプレッションプール水のスクラビングによる除染係数(DF)は約1~100、MCCI上部の水のスクラビングによるDFは約10と記載されている。対象とする事象での液深が異なるため直接的な比較は出来ないが、水(液相)としてナトリウムと同程度の量が確保出来る場合、水の保持力はナトリウムと同程度以上と推測される。

5.2 BWR Suppression Pools

BWRs use pressure suppression pools to condense steam resulting from a loss-of-coolant accident. Prior to the release to the reactor building, these pools also scrub radioactive fission products that accompany the steam. Regulatory Guide 1.3 (Ref. 2) suggests not allowing credit for fission product scrubbing by BWR suppression pools, but SRP Section 6.5.5 (Ref. 31) was revised to suggest allowing such credit. The pool water will retain soluble, gaseous, and solid fission products such as iodines and cesium but provide no attenuation of the noble gases released from the core. The Reactor Safety Study (WASH-1400, Ref. 5) assumed a decontamination factor (DF) of 100 for subcooled suppression pools and 1.0 for steam saturated pools. Since 1975 when WASH-1400 was published, several detailed models have been developed for the removal of radioactive aerosols during steam flow through suppression pools.

5.4 Water Overlying Core Debris

Experimental measurements (Ref. 33) have shown that significant depths of water overlying any molten core debris after reactor pressure vessel failure will scrub and retain particulate fission products. The question of coolability of the molten debris as a result of water overlying it is still under investigation. A major factor that may affect the degree of scrubbing is whether the water layer in contact with the molten debris is boiling or not.

Results from Ref. 33 indicate that both subcooled as well as boiling water layers having a depth of about 3 meters had measured DFs of about 10. A recent study (Ref. 34) performed for the NRC has provided a simplified model to determine the degree of aerosol scrubbing by a water pool overlying core debris interacting with concrete.

第3図 NUREG-1465 抜粋^[2]

3. まとめ

「常陽」と実用発電用原子炉では、事象推移が異なることや、事象推移の不確かさが大きいこと、また、冷却材のナトリウムと水の保持特性の不確かさが大きいことから、定量的な比較は困難であるが、「常陽」は低圧系であり冷却材の喪失に至らず、炉心損傷時に冷却材が残留していること、また、ナトリウムによるCsの保持等によりCsの拡散を抑制する特性を有すること等から、「常陽」の放出割合は、実用発電用原子炉の放出割合を下回ると評価できる。

以上

【参考文献】

- [1] 玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉 重大事故対策の有効性評価, 九州電力株式会社, 平成 29 年 1 月
- [2] US NRC, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plant”, NURG-1465, 1995.
- [3] DEAN, J. A. “LANGE’S HANDBOOK OF CHEMISTRY, 15TH ED.” 1999
- [4] 核燃サイクル開発機構, “ナトリウム技術読本”, JNC TN9410 2005-011, 2005.
- [5] 伊方発電所 3 号炉 重大事故等対策の有効性評価に係る成立性確認 3. 重大事故 補足説明資料, 四国電力株式会社, 平成 25 年 8 月 29 日
- [6] D. Grabaskas, et al., “Regulatory Technology Development Plan, Sodium Fast Reactor, Mechanistic Source Term Development”, Argonne National Laboratory, ANL-ART-3, 2015.
- [7] R. P. C. Schram, et al., “Source Term Calculations of the ALMR”, ECN-R--95-021, 1995.