
事故時ソースターム

平成23年10月25日

村松 健

独立行政法人日本原子力研究開発機構

報告内容

- はじめに
- シビアアクシデント（SA）のソース
ターム研究の経緯
- SAに至る事故シーケンス
- SA対策について
- おわりに

はじめに

- 米国の原子力規制委員会（NRC）は、確率論的安全評価（PSA）手法を適用して米国の商用軽水型原子炉施設の安全性を評価して、WASH-1400（NUREG-075）を公開した（1975年）
- また、1979年3月のTMI-2事故、1986年のチェルノブイリ事故を踏まえて、欧米及び日本は、確率論的安全評価手法及びシビアアクシデントの研究を推進した。

米国においては、これらを集約して、WASH-1400の改訂版に相当するNUREG-1150（1990年）を公開した。

はじめに（続き）

- シビアアクシデントに係るソースタームの研究は、TMI-2事故において炉心溶融に至ったもののよう素の放出量が著しく少なかったことを踏まえて、燃料からの放出率、原子炉冷却系及び格納容器系内での沈着率、放射性物質の性状等について、実験及び解析が精力的に進められた。
- その結果、シビアアクシデントに至る事故シーケンスの発生頻度及びソースタームのプロファイルが明らかにされ、その後、これらの研究成果をシビアアクシデント対策に集約してきた。

この報告では、これらの研究の進展及び知見を紹介する。

SAのソースターム研究の経緯

項目	内容	最新知見からのコメント
WASH-1400 (1975年)	MARCH/CORRAL コードによる事故進展及びソースターム解析	<ul style="list-style-type: none"> ▪ よう素は気体状のI₂を想定。当時から熱化学的にはCsIとの指摘。 ▪ 冷却水への溶解を考えていない。 ▪ エアロゾル凝集を考えていない(粒子径分布の時間変化を考えていない) <hr/> <ul style="list-style-type: none"> ▪ 水蒸気爆発及び水素燃焼等のエナジエティック現象の発生頻度が十分に定量化できていない(当時の知見不足) ▪ 格納容器破損モードは、水蒸気爆発、水素燃焼、非凝縮性ガス蓄積、ベースマット貫通、隔離失敗のみ。 ▪ 格納容器雰囲気直接加熱現象に伴う格納容器破損を考えていない。 ▪ 格納容器内のシビアアクシデント対策を考えていない。

SAのソースターム研究の経緯（続き）

項目	内容	最新知見からのコメント
TMI-2事故	商用軽水型原子炉で最初の炉心溶融事故	<ul style="list-style-type: none"> ・ 希ガス及びよう素が大気中へ放出。よう素の大気中への放出量が、仮想事故の1/250程度と、非常に少なかった。 ・ よう素の殆どは、冷却材中に溶解した。事故後2～3週間に渡って微量な放出が継続した。
NUREG-0772 (1982年)	TMI-2事故を踏まえて、よう素挙動の研究成果を集約。燃料からの放出率のモデル、プールスクラビングのモデルを提案。	<ul style="list-style-type: none"> ・ よう素の冷却水への溶解を集約。但し、CsIエアロゾルの挙動は対象外。 ・ 燃料からの放射性物質の放出率のモデルは、アレニウス型に修正され、その後、ORNLの実験によって物質ごとに定数が決められた。これは、現在も有効である。

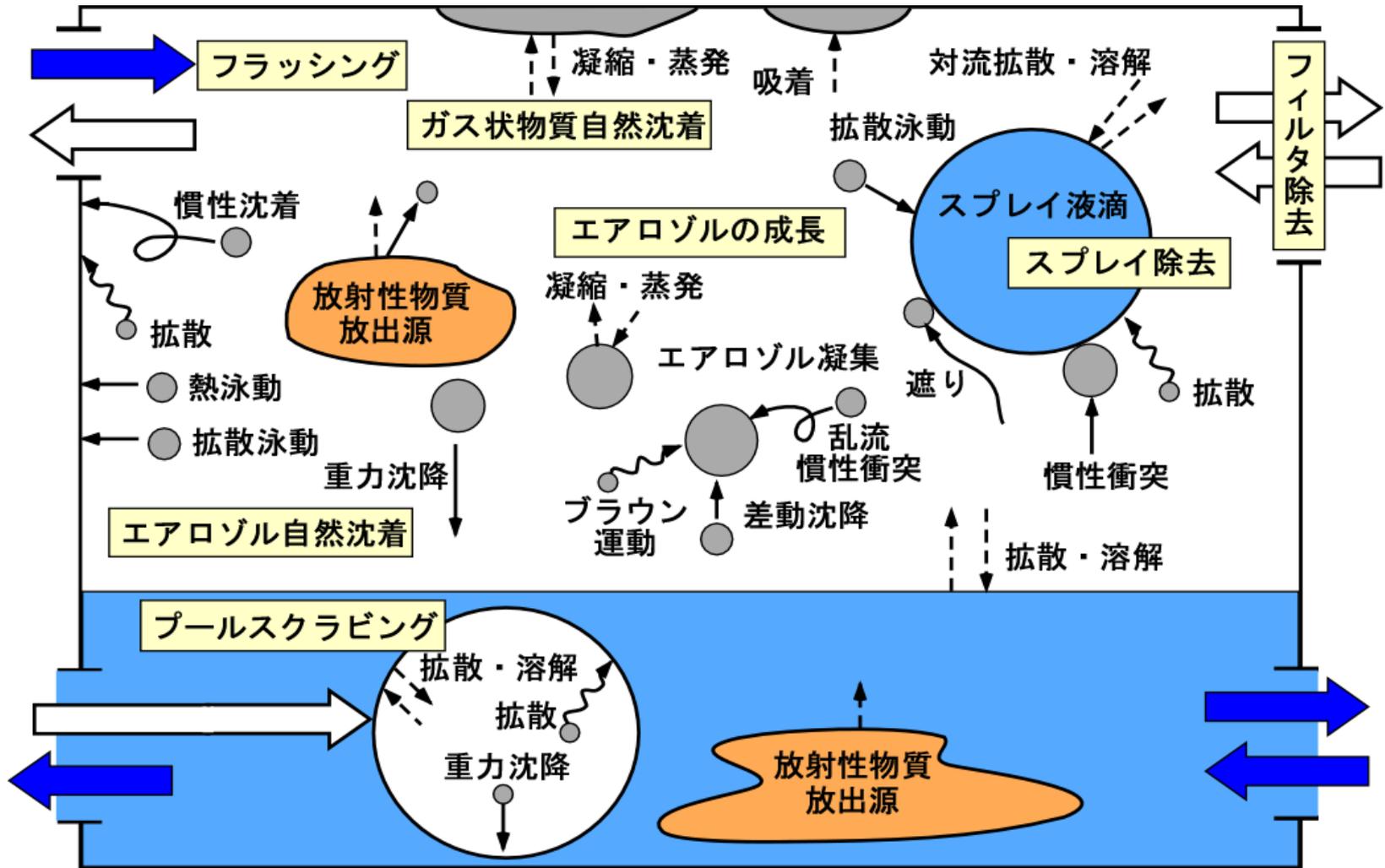
SAのソースターム研究の経緯（続き）

項目	内容	最新知見からのコメント
<p>NUREG-1150 (1990年)</p>	<p>STCP/XSORコードによる事故進展及びソースターム解析</p>	<ul style="list-style-type: none"> 放射放射性物質の移行プロセスを区分し、各プロセスでの沈着割合をパラメータとして表現する簡略コードXSORを用いて、詳細解析や実験に基づいてそのパラメータを定め、不確実さまで評価。ソースタームの不確実さは大きいと評価された。 当時、MELCORコードは、開発途上であって、この評価には適用できなかった。
	<p>実験及び詳細解析</p> <p>専門家判断抽出の手法を用いて知見を集約</p>	<ul style="list-style-type: none"> 酸化ウランを使用した実験では、水蒸気爆発が発生した例はなかった(KRTOS試験)。解析でも原子炉容器の複雑な構造物の条件では、水蒸気爆発が発生し難いことが明らかになった(SERGE-2, OECD/NEA等の成果)。 これらの知見を反映して、エナジェティック現象の発生頻度は非常に小さいことを示した。 但し、エナジェティック現象の発生頻度は、専門家の意見を集約する等のアプローチを適用したため、不確実さ幅が大きい。

SAのソースターム研究の経緯（続き）

- NUREG-1150公開後も、OECD/NEAの国際協力試験計画等によって、原子炉容器貫通、格納容器雰囲気直接加熱現象、溶融物コンクリート相互作用に関する新たな知見が蓄積され、シビアアクシデント対策の検討が進められた。（参考資料A参照）
- このようなシビアアクシデント研究の成果は、NUREG-1150以後のPSAに反映され、原子炉施設のシビアアクシデント対策に活用されてきた。これによって、シビアアクシデントの発生頻度及びソースタームの低減が図られている。

シビアアクシデント時の放射性物質の挙動



梶本光廣, 「連載講座軽水炉の確率論的安全評価 (PSA) 入門 第5回内的事象レベル2 PSA」, 日本原子力学会誌, Vol. 48, No. 8, 571 (2006).

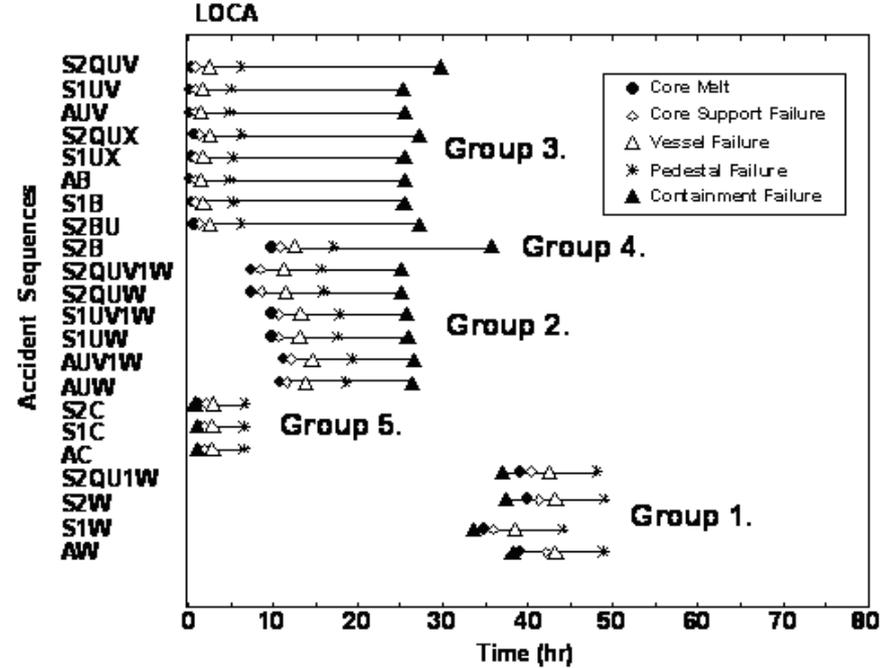
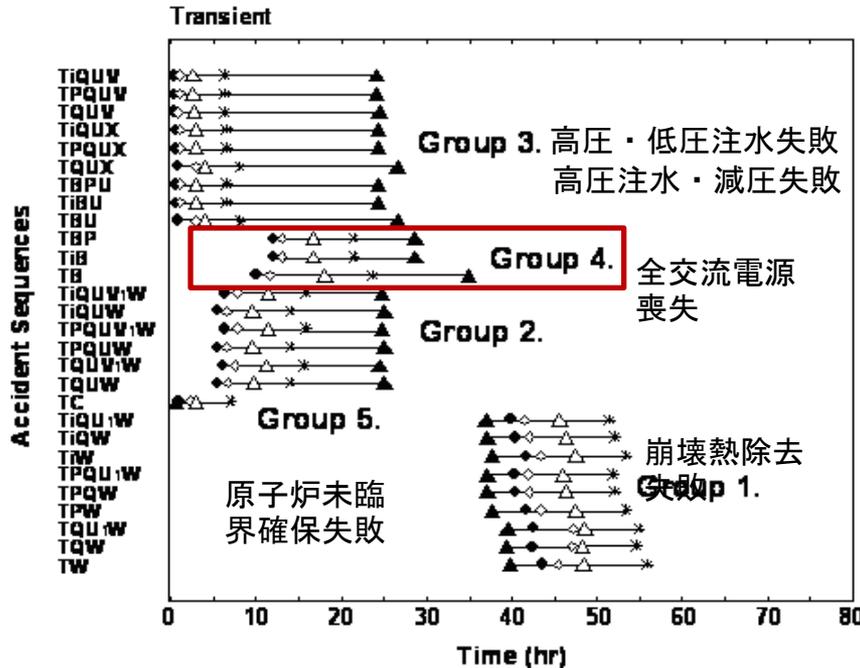
- ← (White arrow) ガスの流れ
- ← (Blue arrow) 冷却水の流れ
- ← (Dashed line) ガス状放射性物質
- ← (Black arrow) エアロゾル状放射性物質

シビアアクシデントのソースターム評価例

- 日本原子力研究所（現日本原子力研究開発機構）は、1992年頃に、詳細なPSAを実施して、シビアアクシデントに至る事故シーケンスを分析した。
- その結果、シビアアクシデントは、起回事象及び安全系の作動・不作動の組合せで決まる幾つかの特徴的なグループに分類でき、それに対応するソースタームを明らかにした。
- このほか原子力安全解析所や産業界でもシビアアクシデントの研究が進展し、これらの成果により、シビアアクシデントに対する具体的な対策が検討できるようになり、アクシデントマネジメントの検討が急速に進められた。

シビアアクシデントのソースターム評価例(続き)

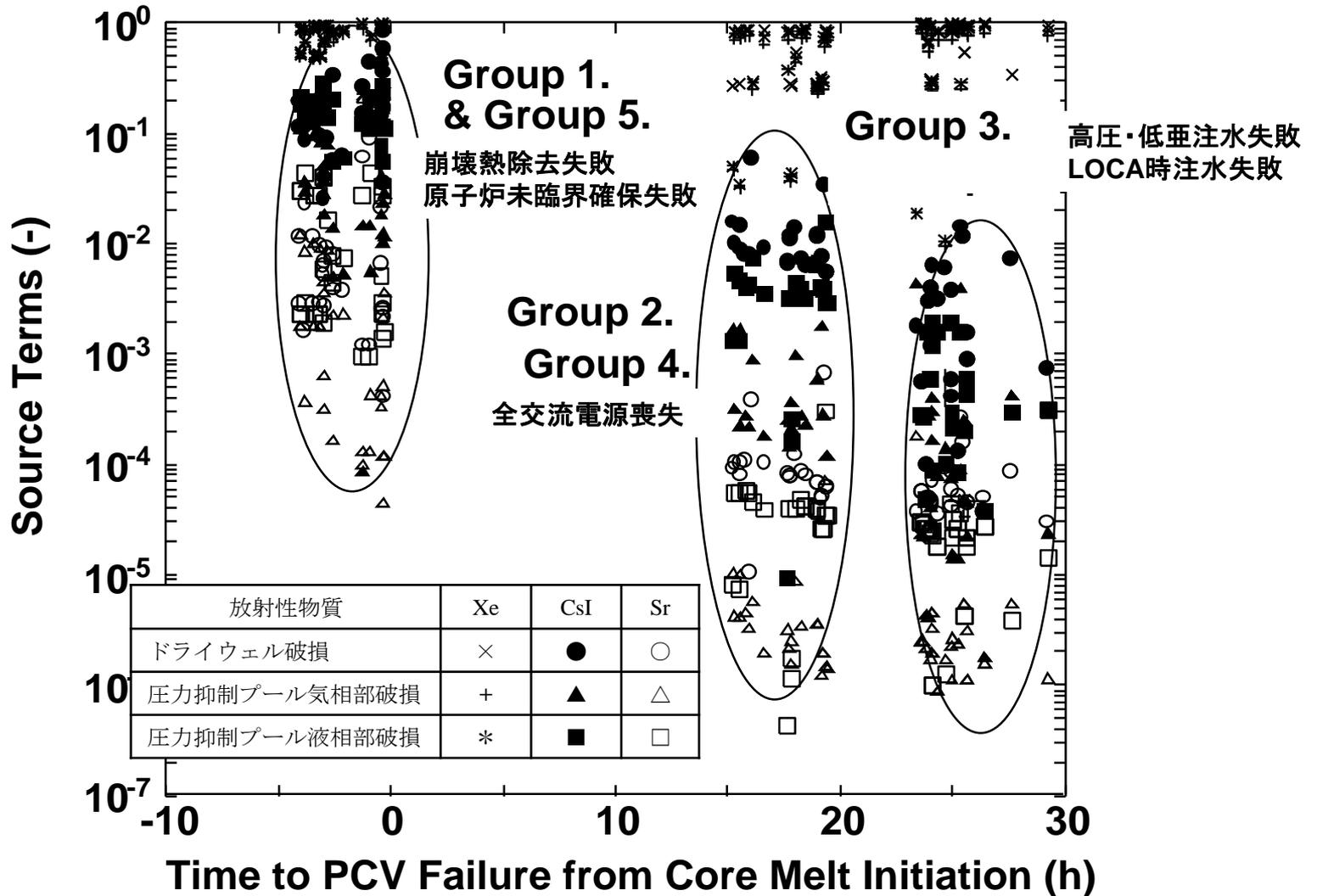
シビアアクシデントの事故シーケンスは、事故進展（炉心損傷時期、圧力容器破損時期、格納容器破損時期等）の特徴によって、幾つかのグループに分類できる。



- A : 6インチ等価直径配管破断相当の原子炉冷却材喪失 (LOCA)
- B : 全交流電源喪失
- C : 原子炉未臨界確保失敗
- P : 逃し安全弁再閉失敗
- Q : 常用の給水喪失による炉心への注水失敗
- S1 : 2~6インチ等価直径配管破断相当のLOCA
- S2 : 2インチ等価直径配管破断相当のLOCA
- T : 過渡事象
- Ti : IORV (inadvertently Opening of Relief Valves : 逃し安全弁誤開)

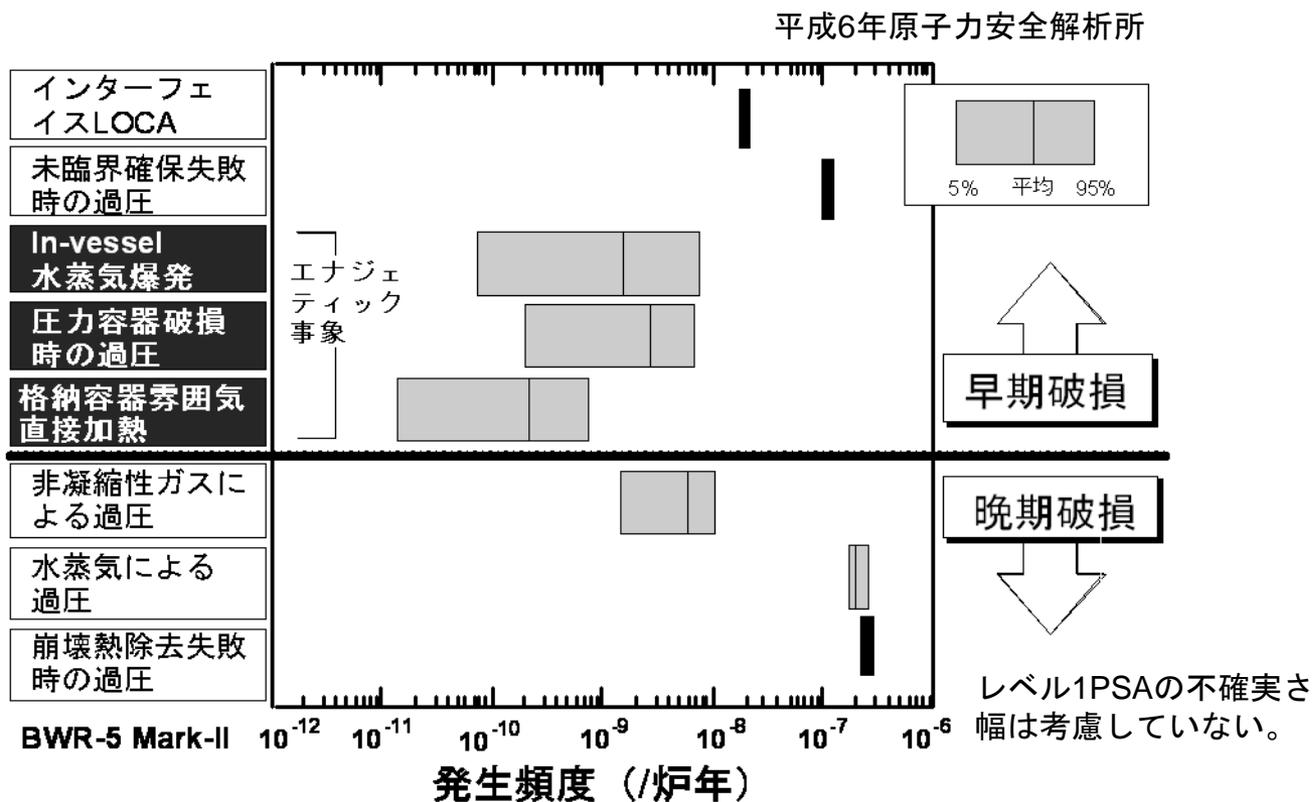
- U : 高圧の非常用炉心冷却系による炉心への注水失敗
- U1 : 高圧炉心スプレイ系による炉心への注水失敗
- U2 : 隔離時冷却系 (RCIC) による炉心への注水失敗
- V : 低圧の非常用炉心冷却系による炉心への注水失敗
- V1 : 低圧炉心スプレイ系による炉心への注水失敗
- V2 : 低圧炉心注入系による炉心への注水失敗
- W : 崩壊熱除去失敗
- X : 原子炉冷却系の手動減圧失敗

シビアアクシデントのソースターム評価例(続き)



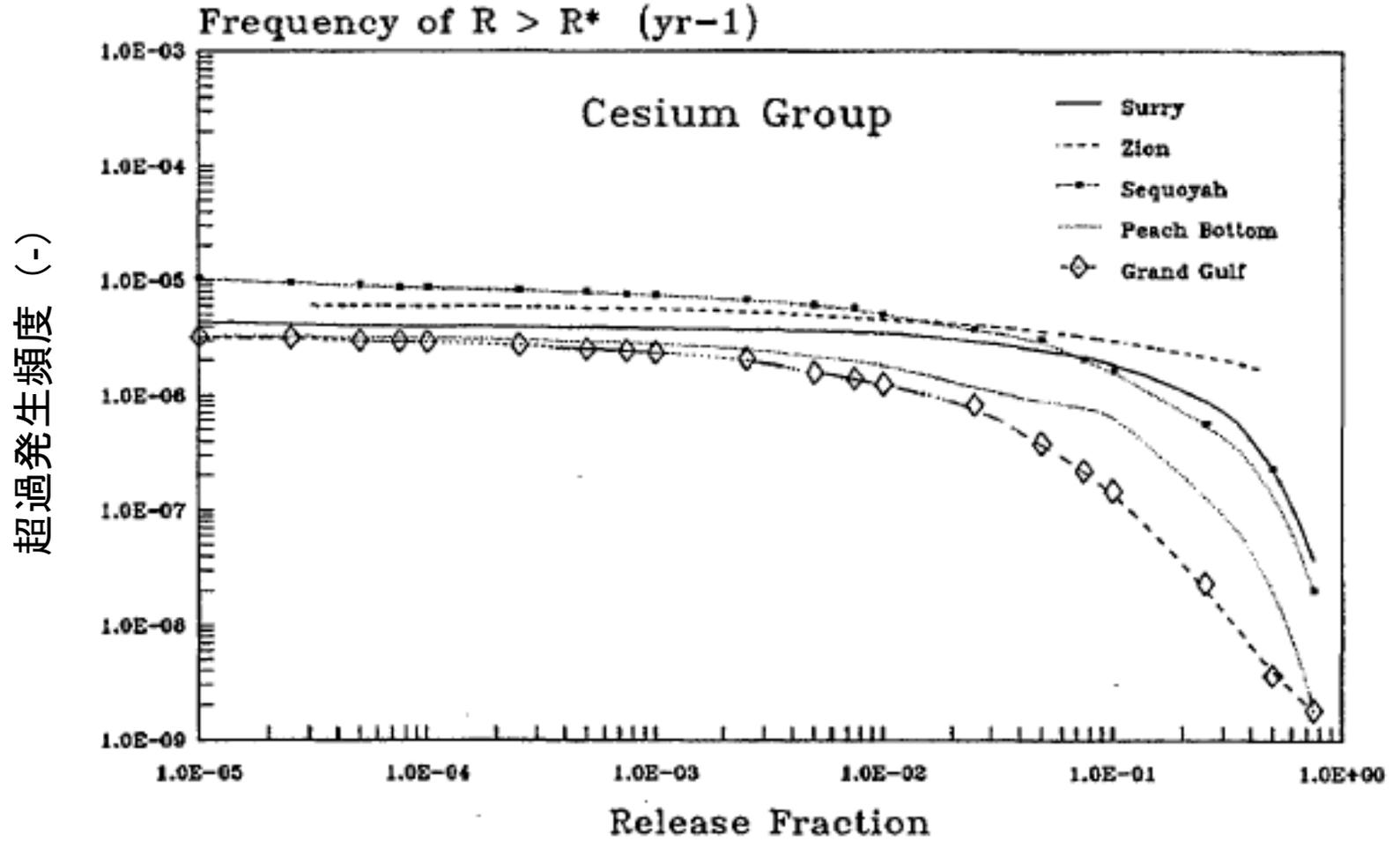
格納容器機能喪失の発生頻度の評価例

- 1990年代半ばには、シビアアクシデント研究の成果を反映して、PSAの手法の改良が継続された。



- その結果、水蒸気爆発等のエナジェティック現象の発生頻度の評価結果は、非常に小さくなっている。

NUREG-1150の評価結果の例

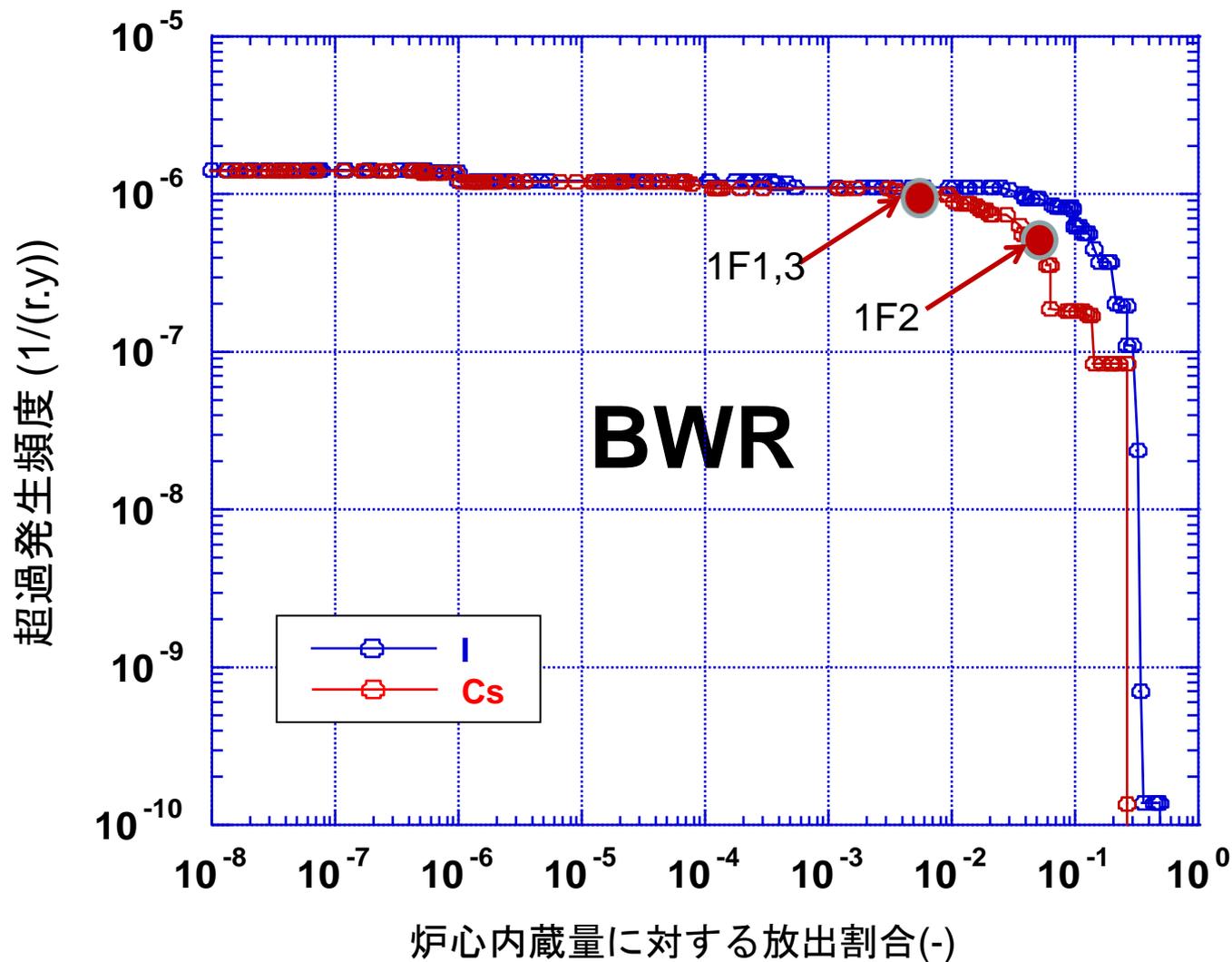


超過発生頻度 (-)

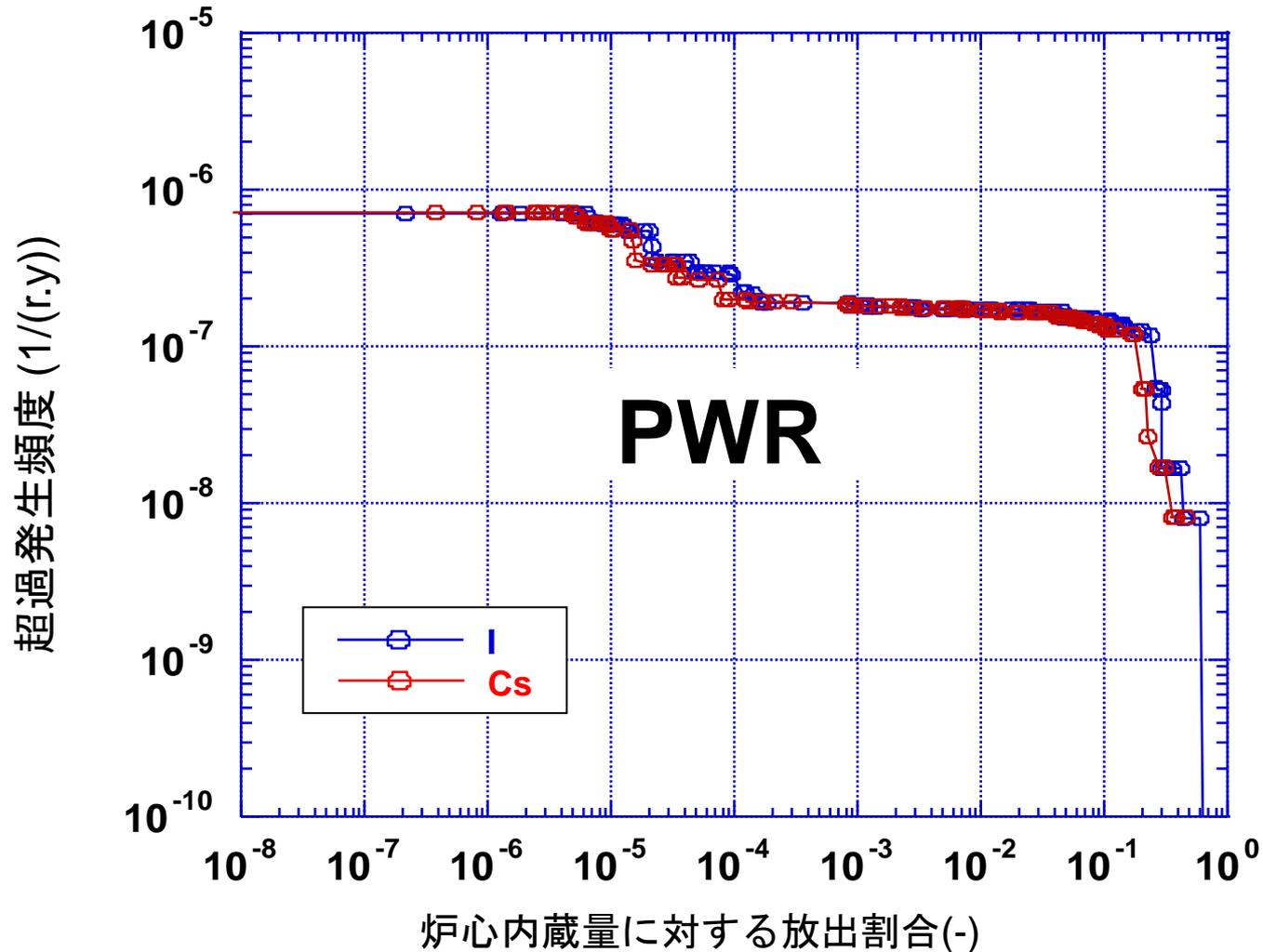
炉心内蔵量に対する放出割合 (-)

ソースタームの超過発生頻度

BWR原子炉施設の超過発生頻度（内的事象のみ）



PWR原子炉施設の超過発生頻度（内的事象のみ）



SA対策について

- 日本の原子力安全委員会は、シビアアクシデント研究及び確率論的安全評価の研究の進捗、世界各国の動向を踏まえて、1992年にシビアアクシデントに対するアクシデントマネジメント（AM）の整備に関する決定を公開した。
- 原子力安全・保安院（当時、資源エネルギー庁）は、電気事業者にAMの検討を奨励し、2002年までに既設の原子炉施設のAMが整備され、2004年には、AM整備後の確率論的安全評価の結果（内的事象）が公開された。

福島第一，第二発電所のシビアアクシデント 対策(SAM)

- 福島第一原子力発電所 1～3号機については、津波による全電源喪失により、シビアアクシデントに至ったものの、PCVベントによる格納容器圧力の低下操作や消火系ラインを用いた炉心への注水により、事故を収束させた。
- 福島第二発電所においては、3号機以外について除熱機能を喪失したものの、復水補給水系による原子炉への代替注水、格納容器ドライウェル代替スプレー等のSAM策を的確に実施することにより、シビアアクシデントを回避することができた。

おわりに

■ WASH-1400報告以後、TMI事故及びチェルノブイリ事故を経て、シビアアクシデント及び確率論的安全評価に関する実験及び解析的研究が各国で展開された。

■ その一環として、シビアアクシデントの事故進展及びソースタームの研究が進歩し、事故時の放射性物質の性状（エアロゾル）、沈着挙動が解明され、例えば米国のMELCORコード、MAAPコード、旧原研のTHALES2コード等のシビアアクシデント総合解析コードに知見が蓄積された。

■ その結果、シビアアクシデントの事故進展及びソースタームのプロファイルが明らかになると共に、早期の大規模放出をもたらすようなエナジェティック現象の発生の可能性は非常に低いと考えられている。

參考資料

参考資料A シビアアクシデントの実験研究(1/4)

対象事象	プロジェクト名	試験内容	実施機関
炉心損傷挙動	PHEBUS-FP	燃料を原子炉で核加熱させた、熔融挙動、エアロゾル、ヨウ素挙動試験(大規模総合試験)	仏IRSNで試験実施、国際共同研究(JNES参加)
	CORA	UO ₂ 燃料、制御棒チャンネルボックスを電気加熱	独/FZK
	DF	原子炉ACRRを用いてUO ₂ 、制御棒等を核加熱	米国SNL
	XR	熔融金属使用によるブロック生成とリロケーション挙動試験	米国SNL
熔融炉心デブリ挙動	RASPLAV/MASCA	UO ₂ 混合物を用いた圧力容器下部ヘッド内デブリ挙動と外部冠水冷却	OECD計画(NUPEC参加)
	圧力容器内デブリ冷却試験	UO ₂ 混合物を用いた圧力容器下部ヘッド内デブリ冷却挙動	NUPEC
	ALPHA	アルミナを用いた圧力容器下部ヘッド内デブリ冷却挙動	原研
	SONATA	アルミナ又は鉄との混合物を用いた圧力容器下部ヘッド内デブリ冷却挙動	韓国KAERI
原子炉圧力容器破損	LHF	模擬下部ヘッドを高温下加圧したクリープ挙動	米国SNL
	OECD-LHF	上記LHF試験のOECD/NEA国際協力プロジェクト	OECD計画
	FOREVER	模擬下部ヘッドを高温下加圧したクリープ挙動(多数の小規模分離効果試験)	スウェーデン王立工科大学

シビアアクシデントの実験研究(2/4)

対象事象	プロジェクト名	試験内容	実施機関
水蒸気爆発	COTELS	UO ₂ 混合物を用いた圧力容器外条件下での溶融物/冷却材相互作用(FCI)試験	OECD計画(NUPEC参加)
	ALPHA	アルミナ又はステンレス鋼を用いたFCI試験	原研
	FARO	UO ₂ 混合物を用いた主に高圧条件下でのFCI試験	伊/イスプラ研究所
	KROTOS	UO ₂ 混合物又はアルミナを用いた主に低圧条件下でのFCI試験	伊/イスプラ研究所
格納容器雰囲気直接加熱	WC	酸化鉄/アルミナを用いたZion炉型キャビティ模擬の1/10スケール試験	米国SNL
	COREXIT	実炉溶融物を用いたZion炉型キャビティ模擬の1/40スケール試験	米国ANL
	SERTCY	酸化鉄/アルミナを用いたZion炉型キャビティ模擬の1/20スケール試験	米国FAI社
コア・コンクリート相互作用	COTELS	UO ₂ 混合物を用いた誘導加熱による2次元コンクリートトラップを使用した試験	NUPEC
	SWISS	ステンレス鋼を模擬デブリとした誘導加熱試験	米国SNL
	WETCOR	酸化アルミナを模擬デブリとした直接通電試験	米国SNL
	MACE	UO ₂ 混合物を用いた直接通電試験	米国ANL
	OECD-MCCI	UO ₂ 混合物を用いた2次元コンクリート浸食試験	OECD計画(NUPEC参加)

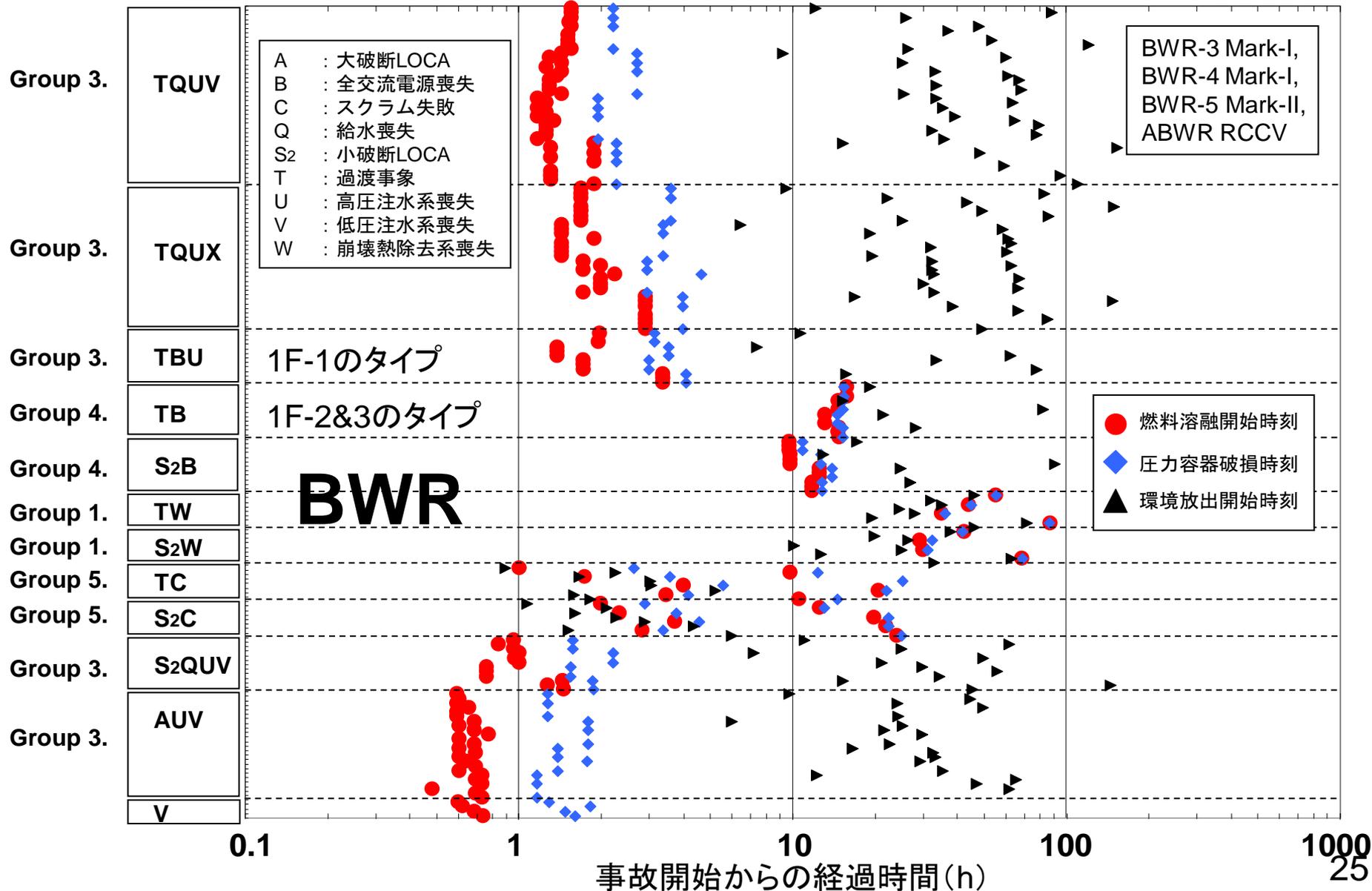
シビアアクシデントの実験研究(3/4)

対象事象	プロジェクト名	試験内容	実施機関
水素燃焼挙動	NTS	自由空間における燃焼挙動を把握	米国DOE Nevada Test Site
	BMC	区画間の可燃性ガスの挙動を把握	独/GRS
	RUT	爆轟現象の把握	露/クルチャトフ 研究所
	LSVCTF	燃焼挙動に関するベントの影響等を把握	加/AECL
	可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験	格納容器を模擬した多区画容器内での混合挙動を把握	NUPEC
	可燃性ガス燃焼挙動試験(大規模)	格納容器を模擬した多区画容器内での燃焼挙動を把握	NUPEC
格納容器構造強度	SCV試験	国内MARK II 改良型PCVの1/10縮尺モデル加圧試験	NUPEC
	PCCV試験	PCCVの1/4縮尺モデル加圧試験	NUPEC/米国NRC
	RCCV試験	基礎要素試験	NUPEC
	RCCV試験(米国)	RCCVの1/6縮尺モデル加圧試験	米国SNL
	PCCV試験(英国)	Sizewell-Bの1/10縮尺モデル水圧加圧試験	英国

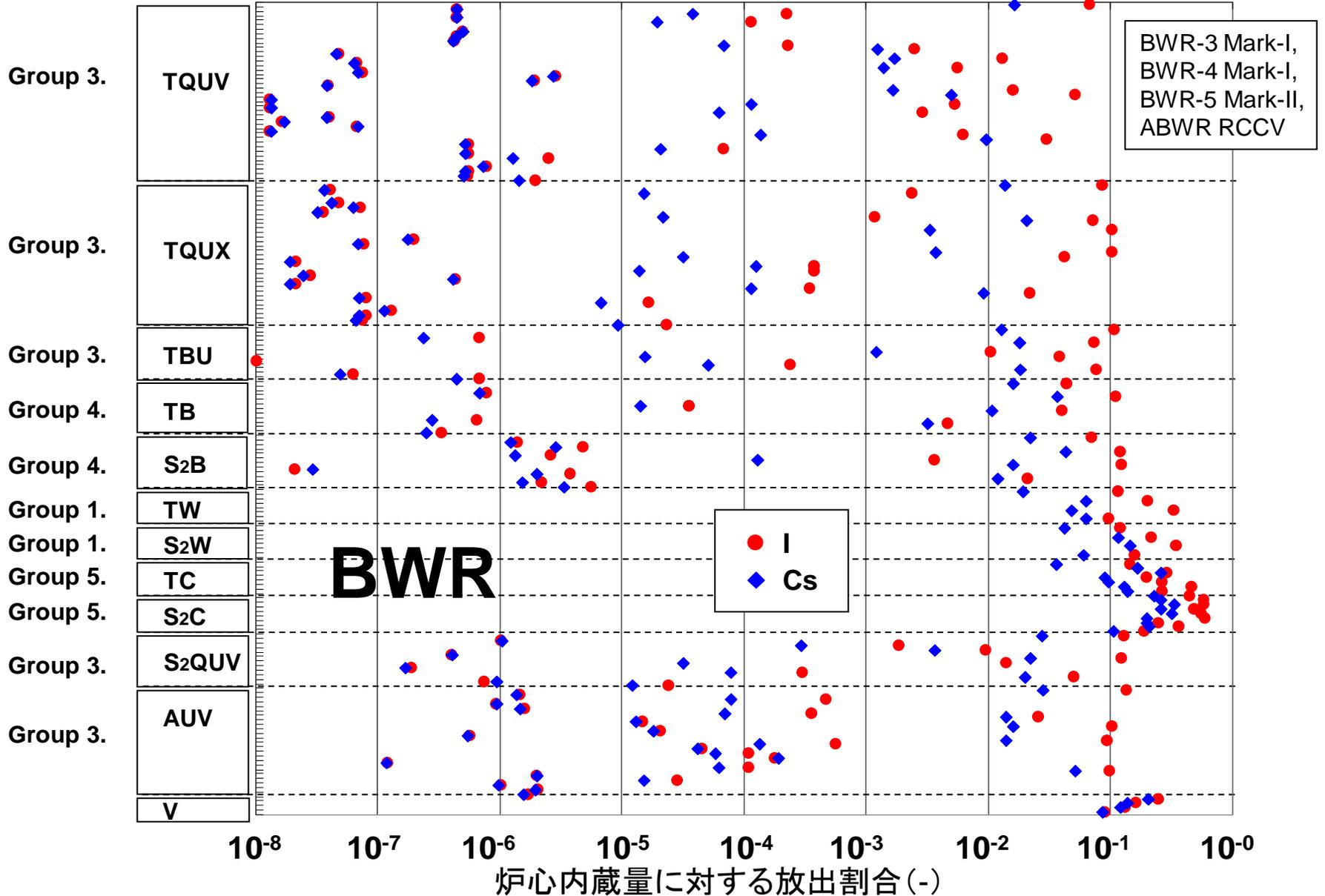
シビアアクシデントの実験研究(4/4)

対象事象	プロジェクト名	試験内容	実施機関
放射性物質の挙動	PHEBUS-FP	燃料を原子炉で核加熱させ、溶融挙動、エアロゾル、ヨウ素挙動を把握(大規模総合試験)	仏IRSNで試験実施、国際共同研究(JNES参加)
	VEGA	実燃料による高温・高圧下での放射性物質放出挙動	原研
	STORM	エアロゾルの配管内での沈着・再浮遊挙動	EU/JRC
	WIND	エアロゾルの高温・高圧配管内での沈着・再蒸発挙動	原研
	TRANSAT/TUBA/DEVAP	一次系配管(ホットレグ、蒸気発生器伝熱管)内のエアロゾルの沈着、ガス状放射性物質の化学吸着	仏/IRSN
	PITEAS	エアロゾルの格納容器内での粒子成長・沈着挙動	仏/IRSN
	放射性物質除去効果試験	エアロゾルの格納容器スプレーによる除去効果	NUPEC
	放射性物質捕集特性試験	エアロゾルの格納容器貫通部での捕集効果	NUPEC
	RTF	放射線場での格納容器内ガス状ヨウ素挙動	加/AECL
	CAIMAN/IODE	放射線場での格納容器内ガス状ヨウ素生成移行挙動	仏/IRSN
	スプレー除去効果試験	ガス状ヨウ素の格納容器スプレーによる除去効果	原研／産業界
	ARTIST	蒸気発生器伝熱管破損時(シビアアクシデント条件)のエアロゾル・液滴挙動とアクシデントマネジメント効果	スイスPSI 国際共同研究(JNES参加)

参考資料B SAに至る事故シーケンス



参考資料C ソースタームプロファイル



参考資料D WASH-1400の放出量の評価

RELEASE CATEGORY	PROBABILITY per Reactor-Yr	TIME OF RELEASE (Hr)	DURATION OF RELEASE (Hr)	WARNING TIME FOR EVACUATION (Hr)	ELEVATION OF RELEASE (Meters)	CONTAINMENT ENERGY RELEASE (10^6 Btu/Hr)	FRACTION OF CORE INVENTORY RELEASED (a)							
							Xe-Kr	Org. I	I	Cs-Rb	Te-Sb	Ba-Sr	Ru (b)	La (c)
PWR 1	9×10^{-7}	2.5	0.5	1.0	25	520 ^(d)	0.9	6×10^{-3}	0.7	0.4	0.4	0.05	0.4	3×10^{-3}
PWR 2	8×10^{-6}	2.5	0.5	1.0	0	170	0.9	7×10^{-3}	0.7	0.5	0.3	0.06	0.02	4×10^{-3}
PWR 3	4×10^{-6}	5.0	1.5	2.0	0	6	0.8	6×10^{-3}	0.2	0.2	0.3	0.02	0.03	3×10^{-3}
PWR 4	5×10^{-7}	2.0	3.0	2.0	0	1	0.6	2×10^{-3}	0.09	0.04	0.03	5×10^{-3}	3×10^{-3}	4×10^{-4}
PWR 5	7×10^{-7}	2.0	4.0	1.0	0	0.3	0.3	2×10^{-3}	0.03	9×10^{-3}	5×10^{-3}	1×10^{-3}	6×10^{-4}	7×10^{-5}
PWR 6	6×10^{-6}	12.0	10.0	1.0	0	N/A	0.3	2×10^{-3}	8×10^{-4}	8×10^{-4}	1×10^{-3}	9×10^{-5}	7×10^{-5}	1×10^{-5}
PWR 7	4×10^{-5}	10.0	10.0	1.0	0	N/A	6×10^{-3}	2×10^{-5}	2×10^{-5}	1×10^{-5}	2×10^{-5}	1×10^{-6}	1×10^{-6}	2×10^{-7}
PWR 8	4×10^{-5}	0.5	0.5	N/A	0	N/A	2×10^{-3}	5×10^{-6}	1×10^{-4}	5×10^{-4}	1×10^{-6}	1×10^{-8}	0	0
PWR 9	4×10^{-4}	0.5	0.5	N/A	0	N/A	3×10^{-6}	7×10^{-9}	1×10^{-7}	6×10^{-7}	1×10^{-9}	1×10^{-11}	0	0
BWR 1	1×10^{-6}	2.0	2.0	1.5	25	130	1.0	7×10^{-3}	0.40	0.40	0.70	0.05	0.5	5×10^{-3}
BWR 2	6×10^{-6}	30.0	3.0	2.0	0	30	1.0	7×10^{-3}	0.90	0.50	0.30	0.10	0.03	4×10^{-3}
BWR 3	2×10^{-5}	30.0	3.0	2.0	25	20	1.0	7×10^{-3}	0.10	0.10	0.30	0.01	0.02	3×10^{-3}
BWR 4	2×10^{-6}	5.0	2.0	2.0	25	N/A	0.6	7×10^{-4}	8×10^{-4}	5×10^{-3}	4×10^{-3}	6×10^{-4}	6×10^{-4}	1×10^{-4}
BWR 5	1×10^{-4}	3.5	5.0	N/A	150	N/A	5×10^{-4}	2×10^{-9}	6×10^{-11}	4×10^{-9}	8×10^{-12}	8×10^{-14}	0	0

(a) A discussion of the isotopes used in the study is found in Appendix VI. Background on the isotope groups and release mechanisms is found in Appendix VII.

(b) Includes Mo, Rh, Tc, Co.

(c) Includes Nd, Y, Ce, Pr, La, Nb, Am, Cm, Pu, Np, Zr.

(d) A lower energy release rate than this value applies to part of the period over which the radioactivity is being released. The effect of lower energy release rates on consequences is found in Appendix VI.