

OECD/NEA(原子力機関)
IAEA(国際原子力機関)



ISOE(職業被ばく情報システム)

ISOE NEWS

電子版 ISOE 会員向け限定配布

2005 年 4 月 ISOE NEWS No. 5

ISOE アジア・ヨーロッパ・北米・IAEA 技術センター (TC) 作成

ISOE NEWS は NEA-IAEA 共同事務局のプロジェクトである。

2005 年 ISOE/EPRI ALARA 国際シンポジウム

2005 年 1 月フロリダ州フォートローダーデールにおいて ISOE 北米技術センター (NATC) は電力研究所 (EPRI) と共同で、ISOE/EPRI ALARA シンポジウムを開催した。14 か国 170 名の参加登録があった。カナダ、ヨーロッパ、日本、韓国、ロシア、米国の専門家が発表を行い、経験を共有した。



焦点は、ソース・タームの低減、遠隔モニタリング・プログラム、超音波燃料浄化、高レベル廃棄物封鎖、原子炉冷却材系機器の取替えなど、原子力業界運転経験であった。一部の発表は、公益事業 RP 関連トレンド及び指標についてであった。1 日は、EPRI、INPO 及び NEI の代表者による米国業界の重要点のみに割り当てられた。

優秀論文

フランス、日本、韓国、ルーマニア、ロシア、スロベニア、及びスペインの専門家から成る審査チームが、2006 年 ETC ワークショップ (独、エッセン) で発表する 3 つの論文をこのシンポジウムから選んだ。審査基準は以下のとおり：(1) 技術的内容の検討、(2) 発表の有効性、(3) 他の原子力発電所への適用性、(4) テーマの適時性。

選ばれた論文は以下のとおり。

- 「Pressurizer Heater Nozzle Replacement at San Onofre (San Onofre 発電所における加圧器加熱器ノズルの取替え)」、Kelli Gallion

- 「Ultrasonic Fuel Cleaning Pilot at Quad Cities (Quad Cities 発電所における超音波燃料浄化試験)」、Ken Ohr
- 「Browns Ferry Unit 1 Restart Source Term Reduction Initiatives (Browns Ferry 1号機再始動ソース・ターム低減イニシアティブ)」、John Underwood

これら3つの論文の著者の努力及び見事な発表を祝う。

ALARA パフォーマンスの表彰



VC Summer Plant が、ALARA 線量低減計画、管理及びプラント支援に焦点を当てた評価に基づき、NATC「国際的レベル ALARA 遂行者」を受賞した。放射線防護管理の専門家5名が評価を行った。同プラントは、過去3回の燃料取替停止(RFO)時に新しいイオン交換器 PRC-01 樹脂によって、効果的にソース・タームを低減させた。集団線量は、連続3年

間の平均が0.47人・Svである(RFO2回、原子炉容器上蓋の検査、原子炉容器下側の検査、燃料プールのラック取替えを含む)。昨年の集団線量は、0.52人・Svであった。

米国原子力業界の注目点

NEI (規制支援)

Ralph Andersen 氏 (NEI) が、米国原子力業界の放射線防護戦略計画 (RP2020) の必要性を提起した。一般的に、影響力のある問題点は以下のとおりである。頻度が低く、より充実した停止、技術信頼度の向上、吸収合併 - 文化及び方法の統合、ソース・ターム過渡変化 - 錯体化学、明らかになりつつある重要な作業範囲、劣化燃料性能、人的資源及び予算の制約、手順ベースではなく知識ベースの意志決定への依存、明らかになりつつある新放射線防護基準。

EPRI (技術支援)

Sean Bushart 氏 (EPRI プログラム・マネジャー) が、EPRI 放射線被ばく管理プログラムについて説明した。説明は、放射線防護及び放射線場管理に関する主題から成る。最初の部分には ALARA 計画及び物質認可、遠隔モニタリング線量測定及び実効線量等量、作業員の安全及び RP ガイドラインが含まれる。プログラムの2番目の主題は、コバルト代替及びコバルトを含有しない表面硬化材、表面調整 - 安定化クロム電解研磨、UT 燃料浄化及び LOMI 除染を扱っている。



RP ガイドラインに関する EPRI プロジェクトは、放射線環境における任務遂行時に遭遇するリスクの管理、及び作業員安全の最適化に必要な方法論を扱っている。遠隔モニタリング技術ガイダンス文書が作成中である。これらの解決は、厳しい停止スケジュールの満足及び RP スタッフの削減の困難を抱える RP 管理者に必要である。

認可及び免除基準の影響が現在の目標である。全体目標は、これらの基準を原子力発電所で実施するための指針を作成することである。

ALARA 関連主題は、ALARA 最適化及び RP 技術資源のサイトによって異なる最適化を扱っている。原子力業界が集中的に扱ったプロジェクトには、空洞除染慣行の評価、新技術の調査、付着物の管理が含まれる。ISOE/EPRI 共同報告は、原子炉容器上蓋の検査及び取替えについてであった。

INPO (最良慣行の確実化)

David Moss 氏は、原子力業界の RP パフォーマンスに関する INPO の見通しを述べた。主要な要素は、第一に、ソース・タームの低減、長期目標及び計画、強力なライン部門管理者の所有者意識、最高停止効率、ALARA 基本の効果的な実施である。

2005 年集団線量目標は、公益事業の意見に基づいている。実際のところ、中央値は、2005 年の目標を達成する率で低下していない。しかし、約半数の BWR/PWR が目標を満足し、目標達成が可能であることを証明している。支援視察は、高線量プラントに集中し、共通問題に関する作業会合が計画されている。また INPO は、有益な ALARA 慣行の収集を開始した(ウェブサイト上で利用可能)。解決策を集めるために、RP 管理者及びプラントの ALARA 委員会の支援が求められている。2~3 の良い案を実施することが重要である。

規制機関の注目点



シンポジウム参加者は、2004 年の放射線防護及びソース・ターム事象に関する NRC 調査結果の報告を受けた。シンポジウム終了後、Jim Noggle 氏 (NRC 第 1 地方局) によって規制機関ベンチマーク試験の最初の試みを含めるための特別会合が開催された。カナダ、韓国、スペイン、米国から参加者があった。今後の会合に向けて継続、拡大する計画がある。

加圧器加熱器スリーブの取替え

(San Onofre 原子力発電所 Kelli Gallion 氏)

San Onofre PWR (SONGS) では、2 つの 600 合金製加圧器加熱器スリーブの試験から、両方のスリーブに縦方向の兆候、一方のスリーブに周方向の兆候が明らかになった。壁を貫通した亀裂はなく、外部漏洩は検出されなかった。以前の燃料取替停止時に加圧器加熱器スリーブの 1 つが取り替えられ、全スリーブの取替えが次の 3 号機燃料取替停止 (2006 年後半) に計画されていた。2004 年 10 月の U3RFO (サイクル 13) 時に発見された兆候によって、この停止中にすべてのスリーブを 690 合金のものに取り替える決定が急に下された。

改修計画は、600 合金スリーブを内部で切断し、新しい「ハーフ・スリーブ」を取り付けることを求めた。スリーブ 28 個の取替えには大規模な機械加工及び溶接が必要であった。「ハーフ・スリーブ」の取り付け時に新しい 1 次系圧力バウンダリが確立された。作業期間は放射線作業許可時間 18,700 時間を含む 53 日間であった。



加熱器遮へい

主な放射線問題は、被ばく及び汚染管理であった。表面及び大気中汚染レベルを低下させるために、広範囲の工学的管理方法が使用された。作業の大部分が頭上作業で、線量測定を作業員の頭部に移動させる必要があった。作業慣行、遠隔モニタリング、スリーブの暫定的遮へい、サージ管、作業足場により、当初予測された 0.816 人・Sv に対して約 0.17 人・Sv が防がれた。この作業の総被ばくは 0.645 人・Sv であった。最高個人被ばくは、16.85 mSv であった。Palo Verde 発電所での類似作業から学んだ教訓が SONGS に非常に役立った。

600 合金に関するいくつかの事実

600 合金には、1 次水応力腐食割れ (PWSCC) が生じる。PWSCC は、一般に、発生するまでの期間が長く (最長 27 年) 運転温度、熱処理、冷間加工、化学的環境に依存する。米国の発電所で使用されているすべての 600 合金を使用した熱交換器が PWSCC について試験され、不合格だった (EPRI)。

PWR において 600 合金に PWSCC が発生した場所は次のとおり：原子炉ノズル、原子炉容器セーフ・エンド、ホットレグ・ノズル、蒸気発生器ドレン、加圧器加熱器スリーブ、加圧器水-蒸気間隔計測器ノズル。

OECD/NEA CRPPH に対する ISOE の発表

2005 年 3 月 8 ~ 10 日 NEA 本部で NEA 放射線防護公共保健委員会 (CRPPH) 第 63 回会合が行われた。ISOE 運営グループ委員長 Jean-Yves Gagnon 氏 (Gentilly-2 NPP、カナダ) が 2004 年の ISOE プログラムの達成事項及び 2005 年の計画を発表した。討論された主な問題には、ISOE データベースのウェブ・ベース・システムへの移行、及び ISOE 参加者に価値があり役立つ成果を特定、配布するための、プログラム及び作業の幅広い効果的なレビューが含まれた。ISOE プログラムは、参加者間の具体的な合意 (ISOE 条項) に従って運営されているが、委員会は、要求及び提案を ISOE が検討することを高く評価した。また委員会は、ISOE プログラムが提供した情報及び解析の価値を認識し、2006 年の次回 CRPPH 会合において調査結果及び解析がより詳細に報告されるよう求めた。委員会は、委員長の報告に感謝し、ISOE によって行われた作業に言及し、ISOE の 2005 年の作業プログラム案を承認した。

軽水 NPP の事故ソース・ターム

過去の概観

1962 年米国原子力委員会は、技術情報文書 (TID) 148844 「Calculation of Distance Factors for Power and Test Reactors (動力用原子炉及び試験炉の距離係数の計算)」を公表した。この文書では、所外線量の計算のために、軽水炉 (LWR) 炉心から格納容器雰囲気中に核分裂生成物 (ソース・ターム) が放出されるものと想定された。サイトの適格性に加えて、このソース・タームの (線量計算方法論と併せた) 規制適用が、様々なプラント系統の設計に影響する。放出は、希ガス炉心内蓄積量の 100% 及びよう素の 50% (その半分は内面に沈殿すると仮定) から成ると仮定する。これらの値は、1950 年代後半に実施された加熱照射済 UO_2 ペレットにかかわる実験を基礎にしたものである。

シビア・アクシデント条件下でのソース・ターム予測値は、スリーマイルアイランド事故後に大変重要なものとなり、この事故では許認可計算で予測された放出量より比較的少量のよう素が環境へ放出されたことが観察された。原子力規制委員会 (NRC) は、シビア・アクシデント条件下での核分裂生成物の輸送及び放出メカニズムのより深い理解を得るための研究の取組を 1981 年ごろに開始した。1995 年に米国 NRC は、規制ガイド (NUREG) 1465 「Accident Source Terms for LWR NPPs (LWR NPP の事故ソース・ターム)」を公表した。この報告の主目的は、今後の LWR 規制申請に関する改訂事故ソース・タームを定めることであった。たとえば、下表は NUREG-1465 から取ったものである。この表に、シビア・アクシデントのシナリオについて PWR 格納容器への放出を示す。

表 1 - PWR 格納容器への放出 (炉心内蓄積量の割合)

	隙間放出	容器内部早期	容器外部	容器内部後期
持続期間 (時間)	0.5h	1.3h	2.0h	10h
希ガス	0.05	0.95		
ハロゲン	0.05	0.35	0.25	0.1
アルカリ金属	0.05	0.25	0.35	0.1
テルル群	0.05	0.25	0.005	
バリウム、ストロンチウム		0.02	0.1	
貴金属		0.0025	0.0025	
セリウム群		0.0005	0.005	
ランタニド		0.0002	0.005	

この NRC 報告において、原子炉冷却材系から格納容器に入るよう素が、最低 95% のよう化セシウム (CsI)、5% 未満の I 及び HI から成ることが示唆された。いったん格納容器内部に入ると、溶解性 CsI が水プールに溶解し、イオン形態で湿った表面にプレートアウトする。pH をレベル 7 以上に管理すると、元素よう素への転換が最小限になる。有機化学形態のよう素の割合は、0.15% と示された。

Phebus 試験 - 原子力及び放射線リスク低減に向けたさらなる国際的取組

Phebus 国際原子力研究安全プログラムは、約 15 年前に欧州共同体及びフランス電力庁並びに米国、カナダ、日本、韓国、及びスイスの機関と共同で開始された。目的は、安全評価に使用する計算ソフトウェア・プログラムをさらに改良することである。この分野で行われた研究は、原子力事故時に公衆及び環境を防護するために遂行される措置及び手順の最適化を支援する。

約 25 年にわたり、多数の単独影響試験が実施され、コンピューター・コードがいくつか開発され、統合的試験が数回のみ実施された。このような試験は非常に複雑であり、また多大な投資を必要とする。Phebus は、この後者のレベルで、PWR の主要部品の約 1:5000 に相当する装置を使用して貢献する。Phebus は、フランスのカダラシュの IRSN (フランス放射線防護原子力安全研究所) にある。これらの試験は、プログラムの国際的なパートナーによって定められてきた。試験は、燃料燃焼度及び形状の性質、高い又は低い酸化条件、燃料劣化の程度、格納容器内部の状態 (例：酸性、水が充満した集水孔の温度) の点で異なる。

2004 年 11 月 18 日に Phebus FP プログラム第 5 回試験 (FPT-3) が行われた。目的は、PWR における深刻な原子炉溶融事故時に発生する現象の研究である。以前の試験から、炉心溶融メカニズム、放出放射性生成物、それらの挙動に関する新データを得た。最後の試験の目的は、結果をフランスの 1300 MW 及び 1400 MW 原子炉並びに欧州で運転中の他種類の PWR に置き換えることである。

以前の試験から学んだ科学的教訓

Phebus FP プログラムから学んだ教訓は、3 つのカテゴリーに分類することができる：専門家が予測し、検証した事項、予測されたが不十分だった事項、予測されなかった事項。

§ 予測され、検証された事項

このカテゴリーには、世界的に適切に予測されていた、炉心劣化現象学を主に含める。試験の進行に伴い、これらの計算が以下の点に関してますます正確であることが分かった：被覆管酸化現象及び関連する水素生成、材料の相互作用、揮発性核分裂生成物の放出。1 次系について、総保有核分裂生成物の計算と実験測定との差は満足できるものであった。同じことが格納容器についてもいえ、ここではエアロゾル沈殿物の分布及び動力学計算が、集水孔内及び冷たい表面上の沈殿物が沈殿物の大半を占めることを示す実験観察と一致した。検証された他の現象は、 UO_2 溶解時の核分裂性物質放出、溶融プールからの放出が少ないこと、及びルテニウムの総放出が少ないことであった。

§ 予測されたが、不十分だった事項

ある種の現象は、予測されたとはいえ、これが燃料棒劣化及び 1 次回路両方に影響する場合には定量化が不十分であった。たとえば、燃料液状化は、観察温度では予測されなかったが、約 400°K 以上で予測された。バリウム - 崩壊力に大きく寄与する核分裂生成物 - の抑制放出

も、この放出が単独影響試験では大きい（50～90%）が、Phebus 試験でその被覆管燃料棒を使用すると低レベルまで低減される場合、言及されなければならない。1 次回路では、測定された沈殿物のプロフィールが、試験前計算と一致しなかった。沈殿物が、熱い部分で過小評価され、冷たい部分では過大評価された。さらに、セシウムの化学形態は、以前予測された CsOH ではない。それにもかかわらず、どの形態のセシウムが出現するか不確かである。モリブデンがセシウムと相互作用するかもしれないとの推測がある。

§ 予測されなかった事項

最後に、一部の Phebus 試験では予測されなかった現象 - よう素の挙動に関する最も注目すべきこと - が明らかになった。

最初は、少量だが有意な量の揮発性形態のよう素が、格納容器内で検出されたことである。よう素は 1 次回路から全部が凝縮された形態（エアロゾル）で到達し、その後集水孔から揮発する前に沈殿作用によってそこに沈殿し、このすべてが比較的遅い速度で発生すると予測されていた。予期しない、揮発性よう素の格納容器ガス相への直接投入は、格納容器健全性が事故の最初の数日間喪失した場合、又はフィルタを通して格納容器を通風する場合、環境への放出物が本質的にガス相の核種から成るので（大部分が沈殿し、残りが土又は工学的換気系によってろ過されるエアロゾル）重要な影響を持つ。

もう 1 つの驚くべき現象は、ウェスティングハウス社型原子炉の制御棒に使用されている合金である銀インディウム・カドミウム棒の溶融から放出された銀の存在によって、集水孔からのよう素（ I_2 分子形態）揮発の抑制であった。これは「良いしらせ」であるが、上述の影響を強化する。この 2 つの観察は、最初の予測と対照的に、この種の制御棒を装備した原子炉には、また事故シーケンスの相関的要素として、1 次回路が揮発性よう素を格納容器へ供給する主要源となることを示す。有機よう素（ CH_3I ）の量は、分子形態に対して優勢である（ここでは格納容器の塗料が役割を果たす）。この優勢なよう素形態が分子形態の I_2 のように効率的にろ過されないの、シナリオによっては重要な結果である。

表 2 - Phebus FPT-1 PWR 格納容器への放出物（炉心内蓄積量の割合）

群	元素	PHEBUS FPT-1		NUREG-1465 (比較)	
		HL 破断	CL 破断	合計 (表 1 使用)	
ハロゲン	よう素	0.84	0.641	0.65	隙間放出 + 容器内早期 + 容器外
アルカリ金属	セシウム	0.549	0.438	0.65	- 揮発物については (ハロゲン、アルカリ金属、テルル) 原子炉容器破損後
テルル群	テルル	0.632	0.525	0.305	隙間放出 + 容器内早期
バリウム	バリウム	0.0077	0.0065	0.02	- 低揮発性部分については、容器外放出は考慮されていない。
ストロンチウム	ストロンチウム		0.003	0.02	これらの部分は主に Phebus でシミュレートされなかったコリウム・コンクリート相互作用から生じる。
貴金属	モリブデン	0.303	0.23	0.0025	
	テクネチウム	0.245	0.206	0.0025	
	ルテニウム	0.0063	0.005	0.0025	
セリウム群	プルトニウム	0.00027	0.00023	0.0005	
	ネプツニウム	0.0098	0.0083	0.0005	
ランタニド	ジルコニウム	0.00017	0.00015	0.0002	

最後の第 5 回試験 (FPT-3)

最後の試験のために、炭化ほう素を含有する燃料棒の早期劣化が準備された。出力レベル、温度、水素生成、及び他のいくつかのパラメータが出力急昇時に記録された。この実験中、気体ほう素及び炭素核種の急速な放出が発生した。生成が予測されていた炭素含有気体の中で、メタンはよう素と反応しやすく、有機よう素を形成すると予想されている。実験は、格納容器の集水孔が揮発性よう素の発生に大きく寄与することの観察につながるべきである（銀が存在しないこと、及び集水孔の酸性、蒸発条件によって）。集水孔の酸性媒質は、最初は 90°C、その後は 120°C であった。試験で使用した燃料は、B₄C 制御棒とともに、BR3 24 GWd/tU であった。冷却材流れ条件は、低質蒸気で、還元条件につながった。実験の後に「よう素追跡」が続いた。その時間はよう素 I-131 の崩壊によって限られていた。サンプルの収集及びその後の計数が 2005 年 2 月まで実施された。

FPT-3 試験の主な特徴は、フランスの 1300 及び 1450 MW PWR、欧州の BWR、並びにある種のロシア設計 VVER を代表する、炭化ほう素から成る制御棒によるものであるが、一方、以前の試験の制御棒は、フランスの 900 MW 又はウェスティングハウス社型 PWR を代表する Ag-In-Cd で製造されていた。この差が、よう素の挙動にかなり影響する可能性がある。さらに、FPT-3 試験は、炉心溶融を伴うシビア・アクシデントの場合に原子炉格納容器内部の水素リスクを制限するよう設計された様々な触媒再結合器を試験、比較することを可能にするものである。すべての試験の解釈が完了するのは早くとも 2009 年である。

結論

最後に、Phebus 試験から学んだ教訓は非常に重要である。放出の評価には多くの前進があり、事故条件での核分裂生成物挙動の検証によってコンピューター・コードが大幅に改善された。シビア・アクシデント研究開発の結果は、ソース・ターム再評価研究にも使用される。これらは、適度に悲観的なシナリオを基に環境への放出の予測を改善し、緊急時計画に影響を与える可能性もある。

謝辞： 編集者は、本文に示唆及び寄稿を頂いた、B. Clément 博士 (Phebus-FP シビア・アクシデント解釈プロジェクト・リーダー) に感謝いたします。