

NRA 技術ノート

NRA Technical Note Series

PWR サンプスクリーン及び BWR ECCS ストレーナの下流側影響に関する米国規制活動の調査

A Study on Regulatory Activities in the U.S.A. for Downstream Effects of PWR and BWR ECCS Strainer Clogging Issues

江口 裕 塚本 直史

EGUCHI Hiroshi and TSUKAMOTO Naofumi

システム安全研究部門

Division of Research for Reactor System Safety

原子力規制庁

長官官房技術基盤グループ

Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

令和 04 年 03 月

March 2022

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究等の成果をまとめたものです。原子力規制委員会は、これらの成果が広く利用されることを期待し適時に公表することとしています。なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本報告の内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル
電話：03-5114-2223
ファックス：03-5114-2233

PWR サンプスクリーン及び BWR ECCS ストレーナの下流側影響に関する米国規制活動の調査

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ
システム安全研究部門
江口 裕 塚本 直史

要 旨

加圧水型原子炉（PWR）及び沸騰水型原子炉（BWR）の格納容器内で配管が破断し冷却材喪失事故（LOCA）が発生すると、配管から噴出した冷却材が配管の保温材等を破損し、破片等の異物（デブリ）が生じる。デブリは格納容器スプレイ等により流され、非常用炉心冷却系（ECCS）再循環運転時の水源に到達するが、水源内のストレーナ（PWR プラントの格納容器再循環サンプスクリーン及び BWR プラントの ECCS ストレーナ）によってデブリは除去される。この時、ストレーナがデブリにより閉塞すると、十分な冷却材流量が確保できず、炉心冷却ができなくなる可能性がある。また、ストレーナで除去できずに通過したデブリがその下流にある ECCS 及び CSS を構成する機器（以下「機器」という。）並びに燃料集合体の流路に堆積するなどし、LOCA 後の長期炉心冷却（LTCC）を妨げる可能性がある。これを下流側影響と呼ぶ。米国の規制ガイド（RG）1.82, Rev.4 では下流側影響の評価を要求しているが、日本においては、ストレーナの閉塞問題に対して装置の性能評価等を要求しているものの、下流側影響の評価については明確には定めていないことから、その規制化の要否について検討が進められている。本 NRA 技術ノートは、日本の規制見直しの要否検討の参考とするため、米国の PWR 及び BWR における下流側影響に関する規制動向を調査し、その結果をまとめたものである。

米国原子力規制委員会（NRC）は共通書簡（GL）2004-02 を発出し、PWR 事業者 LOCA に伴い発生するデブリによる ECCS や格納容器スプレイ系（CSS）の再循環機能への影響評価及び必要に応じた対策を求めている。現在、米国の規制では RG1.82, Rev.4 及び同 RG 中において参照されている Westinghouse 社トピカルレポート（WCAP）-16793-NP, Rev.2 により、長期炉心冷却が成立する基準として、燃料被覆管温度の最大値が 800 °F（約 427°C）を超えないこと、燃料被覆管への付着物の厚さが 0.05 インチ（1.27 mm）を超えないことが定められている。さらに、原子炉容器（RV）内に持ち込まれる繊維デブリが 1 集合体当たり 15 g 未満との制限が課されているが、これを満たせないプラントが多くあることから、NRC はプラント固有の条件に基づく試験や解析により制限量を引き上げるオプションや、リスク情報を用いた手法を採用するといったオプションを認めて

いる。PWR 事業者はこれらのオプションの中から 1 つを選択し、燃料集合体への下流側影響への対応を行っている。機器への下流側影響については、WCAP-16406-P-A により事業者が評価しているが、燃料集合体への下流側影響について対応中の PWR プラントが多く、約 2/3 の PWR プラントで GL2004-02 の審査が継続中である。

米国の BWR プラントの下流側影響については、BWR 事業者が規制の枠組みではなく自主的活動として、PWR プラントにおける知見を反映させる取組みを行い、リスク情報を用いた手法により下流側影響を評価した。NRC は BWR 事業者の評価結果を承認し、それ以上の対応は不要と結論づけた。

A Study on Regulatory Activities in the U.S.A. for Downstream Effects of PWR and BWR
ECCS Strainer Clogging Issues

EGUCHI Hiroshi and TSUKAMOTO Naofumi
Division of Research for Reactor System Safety,
Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

Insulator failure due to a pipe break and associated jet impingement in a loss-of-coolant accident (LOCA) at a nuclear power plant may lead to the generation of debris. The debris can be transported and collected on emergency core cooling system (ECCS) strainers. The collection of debris on the strainers could create sufficient resistance to the recirculating flow such that long term core cooling (LTCC) might be challenged. Moreover, the debris that bypasses the ECCS strainer may adversely affect LTCC due to the impact on downstream ECCS and containment spray system (CSS) components and fuel assemblies. Regulatory Guide (RG) 1.82, Revision 4 of the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) requires the licensees that the downstream effects on ECCS and CSS components and fuel assemblies be considered in contrast to the regulatory guide in Japan that does not explicitly require the licensees to consider the downstream effects, especially on fuel assemblies. This technical note provides a summary on regulatory activities associated with downstream effects for pressurized water reactor (PWR) and boiling water reactor (BWR) plants in the U.S.A to identify whether or not it is necessary to revise the guide in Japan.

The NRC issued Generic Letter (GL) 2004-02 to PWR licensees, requesting them to evaluate and confirm that debris will not adversely affect the recirculation functions of the ECCS CSS following postulated LOCAs, including the evaluation of downstream effects on ECCS and CSS components and fuel assemblies. The NRC also requested the licensees to take additional actions if appropriate. As acceptance criteria in the evaluation of downstream effects on fuel assemblies, a topical report WCAP-16793-NP, Revision 2, referenced by RG 1.82, Revision 4, requires that the maximum cladding temperature shall not exceed 800 °F (approximately 427 °C) and that the thickness of the cladding oxide and the fuel deposits shall not exceed 0.05 inches (1.27 mm). The in-vessel fibrous debris limit is 15 g per fuel assembly. Later, NRC also accepted alternate criteria that rely on plant specific tests and analyses to increase the limit at the core inlet, and that utilize a risk-informed methodology. PWR licensees would choose either one of these evaluation

methods when evaluating the downstream effect on fuel assemblies. Concerning the downstream effect on ECCS and CSS system components, PWR licensees developed and used WCAP-16406-P-A in their evaluations. At this point, GL2004-02 remains unresolved for approximately two-thirds of the PWR fleet.

BWR licensees conducted voluntary evaluations on downstream issues, using a risk-informed methodology to evaluate the downstream effects on ECCS and CSS system components and fuel assemblies. NRC reviewed the licensee's evaluations and concluded that no further action was required.

目 次

1.	はじめに	1
2.	ストレーナ閉塞問題.....	3
2.1	ECCS への性能要求	3
2.2	ストレーナ閉塞及び下流側影響	3
2.2.1	ストレーナ閉塞	3
2.2.2	下流側影響.....	4
2.3	米国におけるストレーナ閉塞問題対応の経緯.....	6
2.3.1	BWR プラントの対応	6
2.3.2	PWR プラントの対応	6
3.	下流側影響に関する米国 PWR の取組み.....	8
3.1	機器に関する下流側影響に関する取組み	9
3.1.1	NRC による安全評価書の概要	9
3.1.2	NRC による技術評価.....	9
3.1.3	NRC の結論.....	11
3.2	燃料・原子炉容器に関する下流側影響に関する取組み.....	11
3.2.1	オプション 1 による評価(原子炉容器内に持ち込まれる繊維デブリが少ないプラント) 12	
3.2.2	オプション 2A による評価(プラント固有の条件を考慮)	19
3.2.3	オプション 2B による評価(リスク情報を活用)	29
3.2.4	Westinghouse PWR2 ループプラントの評価(上部プレナム注入プラント).....	31
3.3	PWR プラントに対するまとめ.....	34
4.	下流側影響に対する米国 BWR の対応状況	34
4.1	下流側影響 (機器)	34
4.1.1	NRC による当初の懸念	34
4.1.2	BWR 事業者の対応	34
4.2	下流側影響 (燃料・圧力容器).....	35
4.2.1	NRC による当初の懸念.....	35
4.2.2	決定論による評価.....	35
4.2.3	リスク情報を用いた評価.....	36
4.2.4	燃料に対する化学影響の評価	37
4.3	NRC の結論 (BWR プラント下流側影響について)	37
5.	国内の対応状況.....	38
5.1	これまでの規制対応	38

5.1.1 BWR の対応	38
5.1.2 PWR の対応	38
5.2 下流側影響に係る状況	39
6. まとめ	39
参考文献一覧	41
執筆者一覧	45

表 目 次

表 3.1 STP 1/2 で用いられた IVDE 評価手法のまとめ	30
--	----

目 次

図 1.1	PWR 及び BWR プラントにおけるストレーナ閉塞事象	2
図 2.1	PWR プラント LOCA 後の注水モード	5
図 3.1	燃料集合体試験装置の概要	15
図 3.2	代替流路	20
図 3.3	高温側配管破断における注水	24
図 3.4	CDF（上段）及び LERF（下段）に関する許容ガイドライン	31
図 3.5	UPI プラントの ECCS 注水	33

略 語 表

ACRS	Advisory Committee on Reactor Safeguards (原子炉安全諮問委員会)
AFP	Alternate Flow Path (代替流路)
B/B	Barrel/Baffle (バレル/バップル)
BL	Bulletin (通達)
BWR	Boiling Water Reactor (沸騰水型原子炉)
BWROG	BWR Owners Group (米国 BWR オーナーズグループ)
CDF	Core Damage Frequency (炉心損傷頻度)
CL	Cold Leg (低温側配管)
CLB	Cold Leg Break (低温側配管破断)
CRD	Control Rod Drive (制御棒駆動機構)
CS	Core Spray (低圧炉心スプレイ)
CSS	Containment Spray System (格納容器スプレイ系)
ECCS	Emergency Core Cooling System (非常用炉心冷却系)
FA	Fuel Assembly (燃料集合体)
FSE	Final Safety Evaluation (最終安全評価)
GL	Generic Letter (共通書簡)
GSI	Generic Safety Issue (共通安全問題)
HL	Hot Leg (高温側配管)
HLB	Hot Leg Break (高温側配管破断)
HLSO	Hot Leg Switchover (高温側配管への注水切替え)
HPCI	High-Pressure Coolant Injection (高圧注入系)
HPCS	High-Pressure Core Spray (高圧炉心スプレイ系)
IVDE	In-Vessel Downstream Effect (原子炉容器内下流側影響)
JNES	Japan Nuclear Energy Safety Organization (旧独立行政法人原子力安全基盤機構)
LAR	License Amendment Request (認可修正要求)
LERF	Large Early Release Frequency (早期大規模放出頻度)
LHSI	Low Head Safety Injection (低圧安全注入)
LOCA	Loss of Coolant Accident (冷却材喪失事故)
LOCADM	LOCA Deposition Model (LOCA 沈着モデル)
LP	Lower Plenum (下部プレナム)
LPCI	Low-Pressure Coolant Injection (低圧注水)
LTCC	Long Term Core Cooling (長期炉心冷却)
NBI	Nuclear Boiler Instrumentation (核ボイラー計測系)
NEI	Nuclear Energy Institute (原子力エネルギー協会)

NISA	Nuclear and Industrial Safety Agency (旧原子力安全・保安院)
NRC	U.S. Nuclear Regulatory Commission (米国原子力規制委員会)
NSSS	Nuclear Steam Supply System (原子力蒸気供給システム)
PCT	Peak Cladding Temperature (燃料被覆管最高温度)
PRA	Probabilistic Risk Assessment (確率論的リスク評価)
PWR	Pressurized Water Reactor (加圧水型原子炉)
PWROG	PWR Owners Group (米国 PWR オーナーズグループ)
RAI	Request for Additional Information (追加情報要求)
RCIC	Reactor Coolant Isolation Cooling (隔離時冷却系)
RG	Regulatory Guide (規制ガイド)
RHR	Residual Heat Removal (残留熱除去系)
RHR-SW	RHR-Service Water (RHR 共用水)
RV	Reactor Vessel (原子炉容器)
RWST	Refueling Water Storage Tank (燃料取替用水タンク)
SE	NRC's Report on Safety Evaluation (安全評価書) Sump Switchover (サ
SSO	ンプ再循環切り替え)
STP	South Texas Project (サウステキサスプロジェクト：プラント名)
STPNOC	STP Nuclear Operating Company (STP 1/2 号機の事業者)
TR	Topical Report (トピカルレポート)
UPI	Upper Plenum Injection (上部プレナム注入)
USI	Unresolved Safety Issue (未解決安全問題)
UTP	Upper Tie Plate (上部タイプレート)
WCAP	Westinghouse Commercial Atomic Power (Westinghouse 社 TR)
ZOI	Zone of Influence (影響範囲)

用語の定義

ストレーナ	本 NRA 技術ノートでは、非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置 (PWR プラントの格納容器再循環サンプスクリーン並びに BWR プラントの ECCS ストレーナ) を総称して呼称する。
ストレーナ閉塞事象	デブリが破断流や格納容器スプレイにより PWR プラントの格納容器再循環サンプ又は BWR プラントのサブプレッションプールに移行し、ストレーナに堆積して閉塞することによりストレーナの圧損が上昇する事象
下流側影響	デブリを含んだ水がストレーナを通過した後に機器や原子炉容器内に対して与える影響
使命時間	ある系統又は機器が要求される安全機能を果たすために必要な運転継続時間 ¹
デブリ	LOCA 時に破損した保温材や格納容器内に存在してストレーナに堆積する異物のこと。デブリは繊維質保温材であるロックウールの粉砕物などの繊維デブリ、ケイ酸カルシウムの粉砕物などの粒子デブリ及び ECCS 水と破損した保温材や格納容器内の構造物との化学的要因により生成された化学生成物が析出した化学デブリに分けられる。

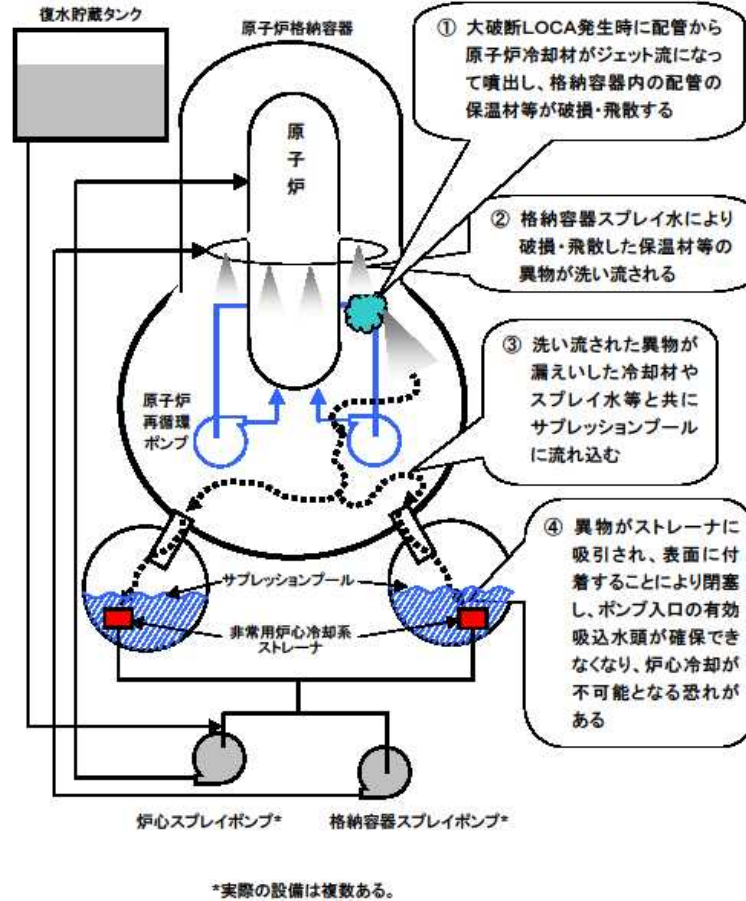
1. はじめに

PWRプラント及びBWRプラントの格納容器内で配管が破断し冷却材喪失事故（LOCA）が発生すると、配管から噴出した冷却材が配管の保温材等を破損し、異物（以下「デブリ」という。）が発生する。デブリは破断水や格納容器スプレイにより流され、PWRプラントの格納容器再循環サンプスクリーン又はBWRプラントの非常用炉心冷却系（ECCS）ストレーナ（以下総じて「ストレーナ」という。）の表面に堆積するとストレーナが閉塞し、再循環モードにおける炉心注水における流量が低下し、長期炉心冷却（LTCC）を妨げる可能性がある（図 1.1）。これはストレーナ閉塞問題と呼ばれる。

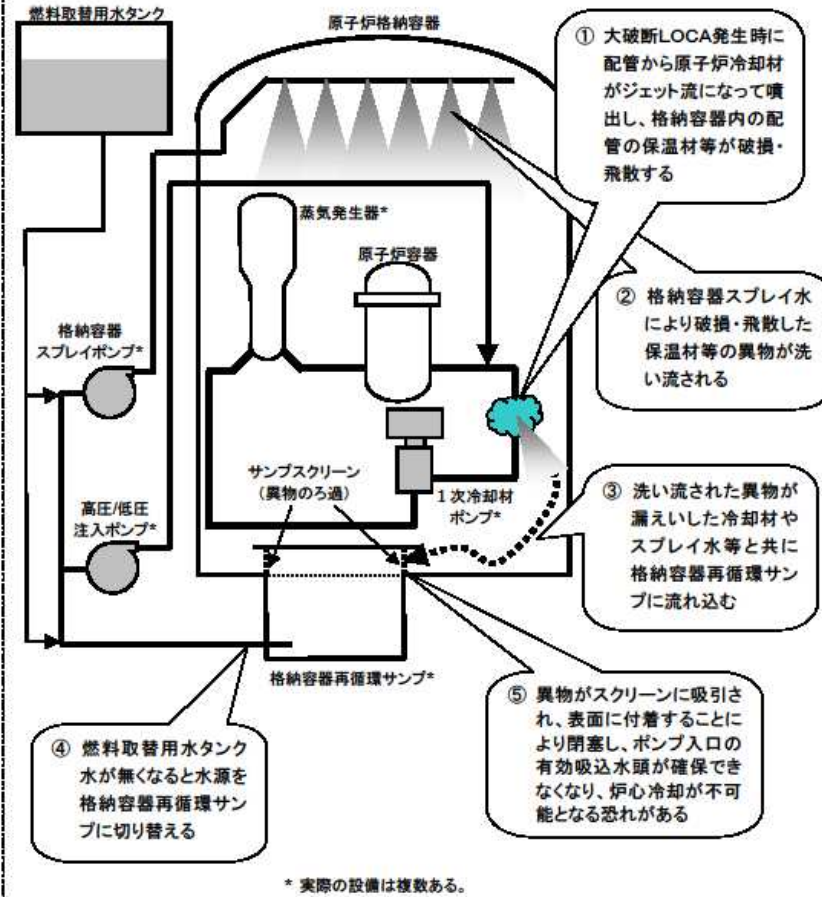
ストレーナ閉塞問題は長期にわたる歴史がある。ストレーナ閉塞問題は1970年代に米国で検討が始まったが、1980年代にそれまでの規制ガイドを改訂して一旦終結した。しかし、1990年代にスウェーデンのバーセバック原子力発電所において、実際にストレーナ閉塞事象が発生するなどしたため、様々な国においてストレーナ閉塞問題が再び検討の対象となった。また、破損した保温材の破片によるストレーナの閉塞だけでなく、破損した保温材や格納容器内の構造物とECCS水が反応して生成した化学反応物が析出した場合の長期冷却に対する影響（化学影響）及びデブリがストレーナを通過し、下流側の機器や燃料集合体に影響を及ぼすことでLTCCを妨げる可能性についても検討されてきた。ストレーナを通過したデブリがストレーナ下流に与える影響（以下「下流側影響」という。）が米国で規制課題として検討されてきた。日本においては、ストレーナの閉塞問題に対して規制要求²しているものの、下流側影響の評価については明確に定められていないことから、その規制化の可否について検討^{3,4,5,6}が進められているところである。

本NRA技術ノートは、下流側影響に関する米国の規制動向についての調査結果を整理したものである。特に、その技術的な検討内容について、米国BWR及びPWR事業者のトピカルレポート（TR）、NRCの安全評価書（SE）、規制ガイド等を調査した結果を示す。2章ではストレーナ閉塞問題全般について、米国の規制や経緯についての調査結果を示す。3章及び4章では下流側影響に焦点を当て、下流側機器及び燃料・原子炉容器への影響について述べる。3章ではPWRプラントについて述べるが、燃料・原子炉容器への影響に関しては国内プラントに設計が類似したWestinghouseプラントについて記載した。また、ECCS水を低温側配管（CL）に注入するWestinghouse 3及び4ループプラントと原子炉容器内の上部プレナムに注入するWestinghouse 2ループプラントについてそれぞれ独立に記載した。4章ではBWRプラントについて述べる。また、5章では国内におけるストレーナ閉塞問題及び下流側影響の規制対応について述べる。

沸騰水型軽水炉(BWR)における
非常用炉心冷却系ストレーナ閉塞事象について



加圧水型軽水炉(PWR)における
格納容器再循環サンプスクリーン閉塞事象について



出典) 日本原子力発電株式会社、「非常用炉心冷却システムストレーナ閉塞事象に関する報告について(敦賀発電所1号機及び2号機の報告書の提出について)」、2005.⁷

図 1.1 PWR 及び BWR プラントにおけるストレーナ閉塞事象
Figure 1.1 Strainer Blockage in a PWR Plant and a BWR Nuclear Power Plant

2. ストレーナ閉塞問題

2.1 ECCS への性能要求

米国では、ECCS の性能に対する判定基準として、10 CFR 50.46(b)⁸ の中で以下の 5 項目が定められており、LOCA の事象進展解析を通じて ECCS 設計がそれらを満たすことを示す必要がある。

- (1) 燃料被覆管最高温度 (PCT) が 2200 °F (約 1204 °C) を超えないこと
- (2) 被覆管の最大酸化量が管厚の 0.17 倍を超過しないこと
- (3) 水素発生量が全被覆管反応時の水素量の 0.01 倍を超過しないこと
- (4) 炉心が冷却可能形状を維持すること
- (5) LTCC が可能であること

ストレーナが閉塞した場合、ECCS 再循環運転時の水源 (PWR プラントの格納容器サンプル又は BWR プラントのサプレッションプール) から炉心への冷却材の供給が妨げられ、上記の(5)が満たせなくなる可能性がある。10 CFR 50.46(b)(5)の記述では、LTCC のために炉内の崩壊熱を長期にわたって除去できるよう炉心を容認される低い温度に保つこととしているが、「長期にわたって (the extended period of time)」、「許容される低い温度に保つ (the calculated core temperature shall be maintained at an acceptably low value)」としており、具体的な期間及び温度は規定していない。日本でも「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」⁹で同様の基準を定めている。

2.2 ストレーナ閉塞及び下流側影響

ここではPWR3及び4ループプラントを例に、ストレーナ閉塞及び下流側影響について述べる。

2.2.1 ストレーナ閉塞

大破断 LOCA が発生した場合、原子炉容器は急速に減圧され、格納容器の圧力にほぼ等しくなる。また、配管破断に伴い噴出した冷却材により保温材等が破損し、デブリが生成される。PWR プラントにおいて LOCA 発生後の初期段階では、ECCS による蓄圧注入系や燃料取替用水タンク (RWST) を水源とする低圧安全注入 (LHSI) によって炉心の冷却が維持される (図 2.1 (a))。原子炉への注水とともに、格納容器スプレイ (CSS) も RWST を水源として作動し、格納容器内の圧力上昇も抑制される。しかし、ECCS 及び CSS の流量が大きい場合には RWST は約 20 分で枯渇する。そこで、その前に、「水位レベル低」警報が発生し、ECCS 及び CSS の水源は自動又は手動で RWST から格納容器サンプルへと切替えられる。この間デブリは破断箇所からの漏洩水やスプレイにより、サンプルに到達する。ECCS 水が破損した保温材や格納容器内の構造物と反応し、化学反応物が生成した場合、サンプル水の温度が低下するとサンプル水に溶解している化学反応物が析出する可能性がある。

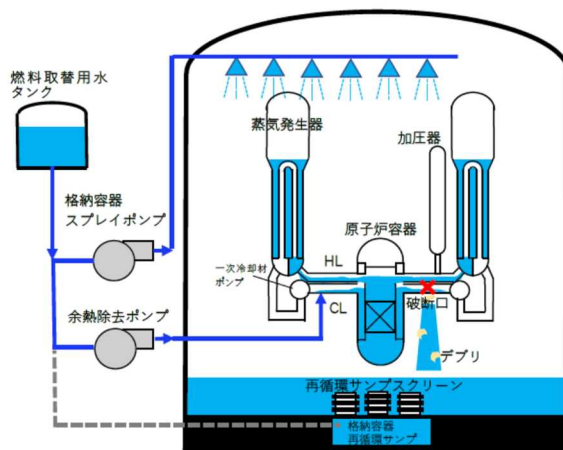
ECCS及びCSSの水源が格納容器サンプに切り替わってからは(図 2.1 (b))、格納容器サンプ水がデブリを含んでいるため、ストレーナによりデブリをろ過した後、冷却材がECCS又はCSSへと供給される。この時ストレーナがデブリで閉塞すると、サンプからの水の供給が妨げられ、LTCCが維持できなくなる。

2.2.2 下流側影響

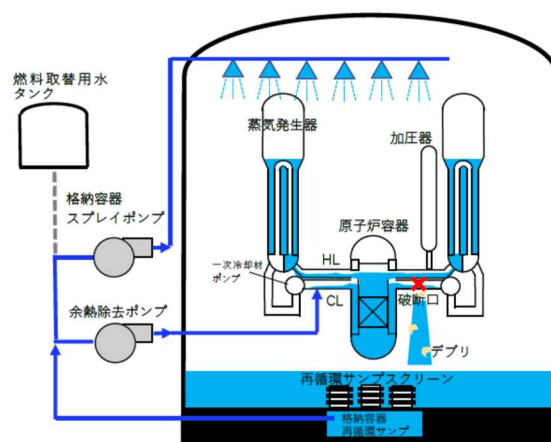
ストレーナの網目を通過したデブリは、ストレーナの下流へと流され、ストレーナ下流にあるポンプ、弁、オリフィス等の機器及び炉心に到達する。この時にデブリが下流側機器の流路を閉塞し、また、機器を摩耗する可能性がある。あるいは、炉心に到達して燃料集合体の入口フィルタを閉塞し、燃料被覆管の表面に付着することで冷却阻害を起こしうる。

また、LOCA時に炉心で沸騰が生じると、PWRプラントの反応度制御として冷却材に含まれているホウ酸濃度が上昇する^(注1)。これによる炉心でのホウ酸析出を回避するために、CLへのECCS注水を高温側配管(HL)又はHLとCL両方への注水切替え(HLSO)(図 2.1(c))により炉内でのホウ酸濃縮を緩和する措置が講じられる。下流側影響では、ホウ酸析出によるLTCCへの影響も考慮する必要がある。

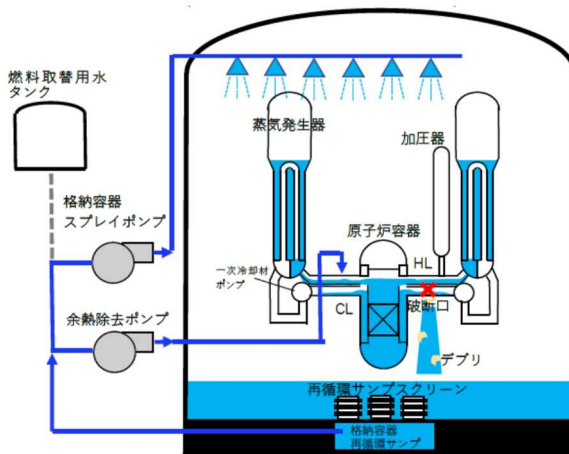
(注1) 低温側配管破断(CLB)の場合には、ECCS注水の大部分がそのまま破断口から格納容器に流出してしまい、炉心における冷却材流量は小さいため、炉心では沸騰が生じる。そのため、原子炉容器内のホウ酸濃度が徐々に上昇する。HLBの場合には、注水が破断口から流出する前に全量が炉心を通過するため、十分な冷却と置換が行われ、ホウ酸濃度の上昇は起こりにくい。



(a) RWST を水源とした ECCS 注水



(b) サンプル再循環運転



(c) HLSO

出典) 関西電力(株)他、“サンプルスクリーン下流側炉内影響 LOCA 後の炉心長期冷却に係る検討”、第 14 回新規規制要件に関する事業者意見の聴取にかかる会合、資料 14-1、2020.¹⁰を基に修正

図 2.1 PWR プラント LOCA 後の注水モード
Figure 2.1 Schematic Diagram of ECCS for a PWR

2.3 米国におけるストレーナ閉塞問題対応の経緯

2.3.1 BWR プラントの対応

米国ではストレーナ閉塞問題について、1970年代に未解決安全問題(USI) A-43¹¹として取り上げられ、その検討結果が1985年に発行された規制ガイド RG1.82, Rev.1¹²に反映された。ところが、1992年にスウェーデンのバーセベック原子力発電所(BWR)のストレーナ閉塞事象が発生し、BWRプラントに対するストレーナ閉塞問題が注目された。NRCはBL95-02¹³を発行し、通常運転時にストレーナが閉塞しないための措置を要求した。また、NRCはBL96-03¹⁴を発行し、LOCA後にECCSの機能を確保することを要求した。これに対し米国BWRオーナーズグループ(BWROG)は手順書Utility Resolution Guide(URG)¹⁵を作成してストレーナ評価を行った。また、NRCはRG1.82を1996年5月に改定し、BWRに関する知見が反映されたRG1.82, Rev.2¹⁶を発行した。

NRCは、PWRプラントにおけるデブリの堆積がサンプの性能に及ぼす影響評価に関する共通安全問題 GSI-191 “Assessment of Debris Accumulation on Pressurized Water Reactor (PWR) Sump Performance” (以下「GSI-191」という。)に取り組んでいる間(2.3.2で詳述)に得られた情報のBWRへの潜在的な影響を検討し、BWR設計への適用性を判断するための追加検討が必要であると結論付けた。NRCはBWROGに宛てて2008年4月10日付でECCSストレーナ評価について再検討を促す文書¹⁷を送った。この文書を受け、BWROGが更に検討した結果、再評価の必要がある分野は下流側影響(機器・システム及び圧力容器・燃料)を含めた12分野^(注2)となった^{18,19,20}。

BWROGでは、これら12分野に対して、自発的に作業委員会を設置し、最終的にBWROGはリスク情報を使った手法により12分野について評価した。2017年11月にBWROGからNRCへの文書²¹の中で、BWROGは12分野についての評価を完了し、米国BWRプラントについてこれ以上の評価は不要と結論づけた。また、12分野については、元来の設計手法又は設計ベースの変更が必要となることはなく、RG 1.174, Rev.2²²での炉心損傷頻度(CDF)の増分(Δ CDF)で表わされるリスクは、非常に小さいと結論づけた。これを受けNRCは、2018年6月の文書²³にて、これ以上の対応は不要と結論づけた。

2.3.2 PWR プラントの対応

PWRに対しては、1996年に立ち上がったGSI-191の評価を踏まえ、NRCは2004年9月に全PWR事業者宛てた通達GL 2004-02²⁴を発行した。

GL 2004-02においてNRCは事業者に対し、LOCA後にデブリを含んだ冷却材を考慮したECCS又はCSS再循環機能の評価を要求し、必要に応じて追加の措置を取ることを要求

(注2) 次の12分野が再評価の対象として挙げられた：下流側影響(機器、システム)、下流側影響(圧力容器、燃料)、水頭損失相関式、化学影響、塗装評価、潜在デブリ、空気ジェット試験での影響範囲(ZOI)、塗装ZOI、デブリ輸送及び浸食、デブリ特性、近隣効果/寸法効果及び球状ZOI

した。

事業者は GL2004-02 への対応として、ストレーナについては大きな表面積のストレーナへの交換や再起動前の格納容器からデブリの発生源となり得る保温材等の除去などを実施し、ほとんどのプラントにおいて最も厳しい LOCA 条件下でストレーナが機能することを示した。一部のプラントでは決定論の代わりにリスク情報を用いて評価した。また、2003年には PWR プラントにおいてストレーナを通過したデブリが原子炉容器内や機器へ与える影響を考慮するよう要求した RG1.82, Rev.3²⁵が発行された。

2007年11月にNRCは事業者がLOCA影響の緩和のために評価を要する分野について特定した²⁶。評価を要する分野は大きく2つに分けられ、ストレーナ閉塞と下流側影響が挙げられた。下流側影響は更に原子炉容器内影響と機器への影響に分けられる。Westinghouseは下流側影響のうち、機器に関するTR WCAP-16406-P-A, Rev.1²⁷を2007年に作成し、NRCは同年それを承認した。PWR事業者は機器に関する影響に関して WCAP-16406-P-A, Rev.1を用いて評価済みである。

下流側影響のうち、原子炉容器内への影響については、米国PWRオーナーズグループ(PWROG)が原子炉容器内下流側影響(IVDE)の評価手法に関するTR、WCAP-16793-NP-A, Rev.2²⁸を取りまとめた。NRCはこれを条件付で承認し、最終安全評価書(FSE)²⁹が2013年4月8日付で発行した。なお、WCAP-16793-NP-A, Rev.2が承認される1年程前の2012年3月にはRG1.82, Rev.4³⁰が発行されている。この中でWCAP-16793-NP, Rev.2、WCAP-16406-P-A, Rev.1及びWCAP-16530-NP-A³¹がストレーナ閉塞問題の評価手法として引用されている(注3)。

しかしながらWCAP-16793-NP-A, Rev.2で規定される炉心入口における繊維デブリの制限量(15g/FA)を満足しないPWRプラントが多く存在した。そのため、NRCはスタッフに対し新たな解決を取りまとめるよう指示し、これを受け、NRCスタッフは2012年7月9日付の答申(SECY-12-0093³²)において、以下の新たな選択肢を示し、同年12月14日の文書でNRC委員の承認を得た³³。

- オプション1： すでに承認されたモデルと試験方法に基づいて進める。
- オプション2A： 決定論的アプローチを基調とし、炉心閉塞に対するデブリ限度量の引き上げも含む追加の試験や解析を担保とすることを認める。
- オプション2B： リスク情報を用いたアプローチであり、これを採用する事業者は、認可修正要求(LAR)を提出し、NRCによる審査と承認を受ける。
- オプション3： ECCSストレーナ閉塞の問題に対しては承認済モデルによる評価を行い、原子炉容器内閉塞の問題に対してはリスク情報を用いたアプローチを適用し、両者を使い分ける。

その後、各プラントはNRCの方針に沿って、それぞれが採用するオプションを決めてGSI-191とGL2004-02の解決に向けて対応を進めている。

(注3) RG1.82, Rev.4には、IVDEの評価にWCAP-16793-NP, Rev.2を参照できる旨が書かれているのと同時に、同ガイドが発行された時点でWCAP-16793-NP, Rev.2の承認がまだであることが記載されている。

オプション1は、Prairie Island 1/2号機をはじめとする19プラントで採用され、審査が終了している。

オプション2Aは、Point Beach 1/2号機、Turkey Point 3/4号機等に選ばれているが、2021年11月時点で審査が継続している。

オプション2Bは、South Texas Project (STP) 1/2号機等で用いられており、STP 1/2号機で審査が終了している。オプション3を選択したプラントはない。

多くのPWR事業者にとって、WCAP-16793-NP-A, Rev.2で定められた繊維デブリ制限量を満たすことができず、TRに示された繊維デブリの一燃料集合体 (FA) 当たりの限度量である15 g/FAを個別プラントに対して引き上げることを正当化する検討が始められ、そのプロセスに関するガイドラインがWCAP-17788³⁴としてまとめられた。

2019年6月13日にNRCは原子炉容器内デブリ影響の技術評価レポート³⁵ (以下「TER」という。)を発行し、それまでの事業者やNRCの検討を踏まえ、原子炉容器内における下流側問題について安全重要度が低くなったと判断し、GSI-191はNRC内部の手続きに沿って終了した^{36,37}。NRCは2019年9月にIVDEに関する審査ガイド³⁸を発行し、また、2022年1月にRG1.82, Rev.5の改定案であるDG-1385³⁹を公開した。DG-1385には、下流側影響について、RG1.82, Rev.4以降の知見が反映されている^(注4)。共通安全問題としてのGSI-191は終了したが、個別プラントの対応は続いており、審査が未終了のPWRプラントについて現在もGL2004-02の審査が継続している。

3. 下流側影響に関する米国 PWR の取組み

下流側影響については、米国のRG1.82 Rev. 4に記載されているが、その中で下流側機器への影響について述べたWCAP-16406-P-A (非公開)、ストレーナとその下流側機器に対する化学影響 (燃料・原子炉容器への影響を除く) について述べたWCAP-16530-NP-A、燃料集合体への影響について述べたWCAP-16793-NP, Rev.2などが引用されており、実質的にそれらを含む膨大かつ詳細な内容で構成されている。現在多くのプラントで審査中のGL2004-02の燃料・原子炉容器に関する下流側影響については、オプション1による解決 (WCAP-16793-NP-A, Rev.2で規定される炉心入口における繊維デブリの制限量 (15 g/FA)) を満足しないPWRプラントが少なからずある。そのため、NRCは、プラント固有の評価を行い繊維デブリ制限量を引き上げるオプション2A及びリスク情報を用いた評価を行うオプション2B等の代替案を承認した。

(注4) 下流側影響に関して追記された内容として、PWRプラントについては、NRCがWCAP-16793-NP-A, Rev.2を承認したこと、WCAP-16793-NP-A, Rev.2の繊維デブリ制限値を超えるプラントのために事業者がWCAP-17788を作成したこと、NRCはWCAP-17788を承認していないが、IVDE及び化学デブリの析出時間について多くの情報を含んでいることなどが記載されている。BWRプラントについては、本NRA技術ノート2.3.1で述べたように、GSI-191の知見をBWRに反映するため、事業者が下流側影響等について検討した結果、NRCが事業者の検討結果を承認したことなどが記載されている。下流側影響以外で追記された内容として、ECCS及び格納容器熱除去ポンプの有効吸込水頭の評価について、格納容器事故圧力を考慮する際のガイドラインが記載されている。

以下、3.1 では米国 PWR プラントの機器に関する下流側影響評価の中心的内容となっている WCAP-16406-P-A (非公開) の安全評価書の内容について記載する。3.2 では、燃料・原子炉容器に関する下流側影響評価に用いられているオプション (オプション 1、2A 及び 2B) について記載する (オプション 3 については、オプション 3 を用いて申請したプラントがないため省略)。ECCS を CL に注水する Westinghouse3 及び 4 ループプラントと ECCS を上部プレナムに注水する Westinghouse 2 ループプラントを分けて記載し、3.2.1 から 3.2.3 では、Westinghouse3 及び 4 ループプラントを対象として、オプション 1、2A 及び 2B についてそれぞれ述べる。Westinghouse 2 ループプラントについては 3.2.4 で述べる。

3.1 機器に関する下流側影響に関する取組み

ストレーナ下流側の影響について、米国 PWROG のプロジェクトの一環として、Westinghouse が TR WCAP-16406-P, Rev.1 “Evaluation of downstream sump debris effects in support of GSI-191”に評価方法を取りまとめている。この TR は非公開であるが、NRC による TR の安全評価書 (Safety Evaluation) ³⁹が公開されており、特に、ポンプや弁などの原子炉容器外の機器等への影響についてはこの TR が参照されている。

3.1 では WCAP-16406-P, Rev.1 を TR と記載する。

3.1.1 NRC による安全評価書の概要

安全評価書の 1 章には序論として TR の背景及び NRC と PWROG とのやり取りの概要が記載されている。2 章には NRC が TR をレビューするに当たり参照した規制要求やガイド等のリスト、また、3 章には NRC による TR に対する技術評価 (Technical Evaluation) が記載されている。4 章には TR の適用制限と条件 (Limitations and Conditions) が記載されており、5 章において 4 章の適用制限に基づき事業者が TR を使用することを認めると結論付けている。

3.1.2 NRC による技術評価

安全評価書の 3 章に NRC の技術評価が TR の章立てに沿って記載されている。そこで、TR の各セクション (§) のタイトル、内容及び NRC による技術評価について以下に概説する。

§1 Report Overview

§2 Background

§3 Program Scope

これらセクションには TR の概要、背景等が記載されているが、技術的内容は含まれていないことから、安全評価書の技術評価の対象外である。TR が執筆者である Westinghouse 以外の者も使用することを意図して作成されていること、NRC が TR の適用に関して事業

者に対して監査を行うことなどが記載されている。

§4 System Descriptions and Mission Times

このセクションでは TR の対象である PWR プラントの設計と構成についての有用な情報や使命時間に関する一般的な議論を提供するが、安全評価書の技術評価の対象外である。事業者が影響評価を行う際には、TR に記載のない運転手順の議論、プラントごとに定義される使命時間の適切な根拠を含めるべきとの記載がある。

§5 Debris Ingestion

このセクションでは、ECCS 及び CSS の機器の健全性評価で用いるデブリ特性のモデルについて記述している。考慮するデブリとして、繊維質保温材の破片並びにストレーナ網目を通過する微小な塗装片、コンクリートダスト及び反射性金属保温材の破片からなる粒子デブリが含まれる。ストレーナを通過するデブリのサイズとストレーナ網目の大きさとの関係に対する仮定、プラント固有のデブリ濃度の計算法、水が循環する中でのデブリ濃度の減少評価、その評価例等を示しており、NRC は評価手法については基本的に問題ないとしているが、評価例で示した数値は代表値としての妥当性は確認しておらず、プラント固有で確認すべきとしている。

§6 Applicable Experimental Data on Pumps

このセクションでは、デブリがポンプに与える影響に関する試験についての参考情報として、Westinghouse が過去に実施した試験の要約及び Davis-Besse 原子力発電所でのポンプ試験の公開文献情報が提供されている。これらのデータは TR のいくつかの付録で使用されるものであるが、参考情報であり安全評価書の技術評価の対象外である。事業者がこのデータを影響評価に使用するためには、それが適用可能であることを事業者が確認すべきと記載されている。

§7 Wear Rate and Component Evaluation Methods

このセクションでは、ECCS 及び CSS におけるポンプ並びに弁の摩耗及びその評価モデルについて示している。

ポンプの長期運転及び性能を考える上では、ポンプ性能（全揚程と流量）、機械的性能（振動）及び圧力境界（シャフトシール）の健全性への影響を考慮する必要があるが、ポンプ性能に対しては近接したランニングクリアランスの摩耗が影響を与え、その評価においては free-flowing アブレイブ摩耗（流体中のデブリが回転部と固定部に衝突）と packing-type アブレイブ摩耗（固定部に詰まったデブリが回転体に衝突して摩耗）を考慮すべきとしている。前者の評価には Westinghouse の試験と公開文献のデータから算出された評価モデルを用いるが、NRC は適用に当たっては当該データがプラント条件を包絡することを確認すべきとしている。後者の評価には Archard モデルを用いるとしており、NRC はその適用が合理的としている。

弁の劣化は侵食的な摩耗と目詰まりが主な要因であり、TR は侵食的な摩耗の評価モデルを示している。NRC は評価モデルが工学的に標準的に使用されているモデルであり、容

認できるとしている。

§8 Auxiliary Equipment Evaluation

このセクションでは、ポンプの各性能評価、熱交換器の壁厚減少、オリフィスと格納容器スプレインゾルの摩耗、計装管の目詰まり、原子炉水位計及びシステム配管の目詰まり・摩耗の評価について記述している。NRC は、条件によっては追加評価等が必要であることを指摘しながらもいずれの評価に対しても容認可能としている。

§9 Reactor Internals and Fuel Blockage Evaluation

このセクションでは、原子炉容器内と燃料集合体での閉塞の評価について一般的な事項が記されており、さらなる詳細評価における開始点を提供するものである。NRC が 2007 年 2 月の公開会合で提供した本問題に係る 7 つの課題に対して WCAP-16793-NP で議論されており、NRC はこのセクションの内容に対して何の結論も出しておらず、WCAP-16793 で引き続き議論される。

§10 Plant Implementation

このセクションでは、各原子炉設計に対するフローチャートを示している。各ステップにおいて TR で要求する評価内容等が示されており、個々に NRC が許容するとしている。また、NRC は、フローチャートが有用かつ論理的であり、システムや下流側機器の性能評価をする上で適切なガイドを提供していると結論づけている。

TR には上記以外に App. A から App. S の付録が含まれており、安全評価書にはそれらの概要、技術評価等も記載されている。付録には TR の本文より具体的な内容も含まれるが、本文の情報で TR とそれに対する技術評価の内容は概観できるため、ここでは省略する。

3.1.3 NRC の結論

NRC は TR をレビューし、その適用に当たって 31 項目の適用制限と条件を示している。これらの条件はプラント固有の情報やさらなる根拠等を要求するものであるが、これらを満たせば事業者が ECCS、CSS 及び原子力蒸気供給システム (NSSS) の機器に与えるデブリの影響評価に TR を使用して良いとしている。これら条件を受けて修正された TR は、いかなる運転期間中又は延長期間中においても事業者が使用することが許容可能であり、TR の使用により公衆の健康と安全を脅かすことはない結論づけている。

3.2 燃料・原子炉容器に関する下流側影響に関する取組み

この項では燃料・原子炉容器に関する下流側影響についての規制動向について述べる。2.3 で述べたように、PWR 事業者は SECY-12-0093 の中で NRC が示したオプションの中から、プラントごとに対応方法を選択する。

3.2.1 はオプション 1 について、WCAP-16793-NP-A, Rev.2 の評価手法及び WCAP-16793-NP-A, Rev.2 に対する NRC の最終安全評価書²⁹の内容について述べる。オプション 1 は原子炉容器内の繊維デブリ量が少ないプラント (高温側配管破断 (HLB) 時に 15 g/FA 未満)

で、WCAP-16793-NP-A, Rev.2 を用いて評価を行う。

3.2.2 ではオプション 2A の評価手法及び燃料・原子炉容器に対するデブリ影響の技術評価レポート³⁵に記載されている NRC の見解について述べる。オプション 2A はプラント固有の試験や解析を実施し、原子炉容器内の繊維デブリ量が LTCC を妨げないことを決定論的に評価する。その評価手法として、PWROG は WCAP-17788 を作成した。NRC は WCAP-17788 を承認してはいないが、燃料・原子炉容器に関する下流側影響の評価書³⁸の中で、WCAP-17788 で用いられている手法について言及している。

3.2.3 ではオプション 2B の評価手法について記述する。オプション 2B はリスク情報を用いた確率論的評価手法である。オプション 2B の評価手法を用いて燃料・原子炉容器への下流側影響を評価し、NRC より承認された STP の評価手法について述べる。

3.2.4 では Westinghouse PWR2 ループプラントの評価手法について述べる。Westinghouse 2 ループプラントは ECCS 水が直接上部プレナムに注入され、WCAP-17788 や燃料・原子炉容器に関する下流側影響のガイドでも Westinghouse PWR3 及び 4 ループプラントとは別個に扱っているため、本 NRA 技術ノートでも 3.2.4 にまとめて記載した。

決定論的手法について述べた 3.2.1、3.2.2 及び 3.2.4 の最後に、各節のまとめとしてオプション 1、2A 及び上部プレナム注入 (UPI) プラントそれぞれについて NRC が規制ガイドにおいて、どのような情報を要求しているかについて記述する。

3.2.1 オプション 1 による評価（原子炉容器内に持ち込まれる繊維デブリが少ないプラント）

LOCA時に原子炉容器内に持ち込まれる繊維デブリが少なく、HLB時の原子炉容器内繊維デブリ量が15 g/FA未満であるプラントは、WCAP-16793-NP-A, Rev.2を用いてIVDEを解決することができる。この節ではWCAP-16793-NP-A, Rev.2の内容及びNRCの評価について述べる。WCAP-16793-NP-A, Rev.2は、PWROGがストレーナを通過した繊維、粒子及び化学デブリが炉心に与える影響を検討し、その安全性を評価する手法をまとめたものである。NRCは2013年4月8日にWCAP-16793-NP-A, Rev.2の最終安全評価書²⁹を発行した。また、WCAP-16793-NPはRG1.82 Rev.4の中でPWRプラントの下流側影響を評価する手法^(注5)として引用されており、繊維デブリの少ないプラントがGL 2004-02の下流側影響（燃料・原子炉容器）の評価に用いている。

WCAP-16793-NP-A Rev.2 では、LTCC の基準として 3 つの条件を提示している。

- ① 燃料被覆管温度の最大値は 800 °F (約 427 °C) を超えてはならない。
- ② 被覆管酸化膜と付着物の厚さは、燃料棒のどの部分でも 0.05 インチ (1.27 mm) を超えてはならない。

(注5) NRC 発行の SE 中に述べられている Limitations and Conditions の制限の下で使用可能としている。また、WCAP-16793-NP, Rev.2 は (WCAP-16406-NP, Rev.1 と同様) 現時点で BWR には適用しないと RG1.82, Rev.4 に記載がある。

③ LOCA 後に原子炉容器内に持ち込まれる繊維デブリの最大量は 15 g/FA 以下であること^(注6)。

以下では、これら 3 つの条件が LTCC の基準となる設定根拠を中心に WCAP-16793-NP-A, Rev.2 の内容について示す。

(1) 長期冷却に関する許容基準

この節では、LTCC の基準である燃料被覆管温度の最大値が 800 °F (約 427 °C) を超えないことと燃料被覆管への付着物の厚さ 0.05 インチ (1.27 mm) を超えないこととしている技術的な根拠について述べる。

2.1 に示したように、ECCS の性能に対する判定基準を規定する 10CFR50.46(b)において 5 項目を定めているが、その最後の項目である「(5) 長期冷却 (Long-term Cooling)」は、その前の (1) 項～ (3) 項にある PCT、最大酸化量及び最大水素発生量のそれぞれに対する判定基準が満たされた後の要件として、暫くの間、炉心を十分低い温度に保つことが定められている。この要件を満たす容認基準及び冷却期間が使命時間の 30 日間では適切でない可能性について、NRC は以下のように述べている。

LTCC の容認基準について NRC は、燃料がクエンチし、ECCS 再循環による冷却への移行が成功し、再循環流量が沸騰 (蒸発) 量を補う上で十分であれば、10CFR50.46(b)(5)を満足するという見解を示した。この時ホウ素析出及びデブリの影響を考慮する必要があるとしている。また、LTCC の冷却期間について、使命時間の 30 日間とは、機器の運転性評価のために設定した期間であり、適切な炉心の冷却期間は炉心を冠水した水の温度が全体及び局所に安定的に維持又は低下していくことに加え、冷却材の水源に混入しているいかなるデブリもストレーナ閉塞や下流影響により炉心の除熱機能を妨害しない状態を以て示すことができるとの見解を示した。

Westinghouse は以上の NRC からの回答を得た上で、次の 2 つの数値的な基準を設定した。

- ①崩壊熱除去と燃料被覆管の酸化進行の観点から、燃料被覆管温度の最大値が 800 °F (約 427 °C) を超えないこと。
- ②燃料被覆管への付着物の厚さが 0.05 インチ (1.27 mm) を超えないこと。

800 °F (約 427 °C) の根拠は、オートクレーブ試験の結果が、30 日の間、800 °F (約 427 °C) 以下では、腐食や水素吸着の影響が燃料被覆管の材料特性に与える影響が小さいことを示したためである。そのため、800 °F (約 427 °C) 以下では材料特性の劣化により炉心冷却を妨げることは無いと判断し、800 °F (約 427 °C) を LTCC の許容基準とした。

^(注6) WCAP-16793 を承認した FSE²⁹ では、原子炉容器内に持ち込まれる繊維デブリ量の観点から、HLB が CLB より厳しいケースとし、NRC も HLB の条件 15 g/FA を満たすプラントは CLB でも LTCC が確保できるとしている。

他方、付着物の厚さに対する 0.05 インチ (1.27 mm) の基準は、隣接する燃料棒の最小間隙に基づくもので、これが燃料メーカーによらず 0.1 インチ (2.54 mm) 以上であることによるものである。すなわち、各燃料棒の表面が 0.05 インチ (1.27 mm) 以上の厚さの付着物で覆われた場合には、隣接する燃料棒の間隙がなくなってしまう。そのような状態を回避するための条件として 0.05 インチ (1.27 mm) の基準が設定されている。燃料被覆管表面には析出した化学生成物が堆積し、燃料の冷却が妨げられる可能性がある。したがって、事業者は化学生成物堆積の影響を考慮し、長期冷却において許容基準値である 800 °F (約 427 °C) を超えないことを示す必要がある。Westinghouse は LOCA 後の長期冷却モードにおける燃料被覆管表面への化学生成物堆積の影響を保守的に評価するため、LOCA 沈着モデル (LOCADM) と呼ばれるツールを開発した。LOCADM を用いることで LOCA 後の燃料被覆管表面における化学生成物の堆積厚さ及び燃料被覆管温度の時刻歴が計算でき、LTCC の基準を満足するか否かが判定できる。NRC は WCAP-16793-NP-A, Rev.2 FSE において、GL2004-02 の回答に LOCADM の計算結果を示すことを WCAP-16793-NP-A, Rev.2 承認の条件としている^(注7)。

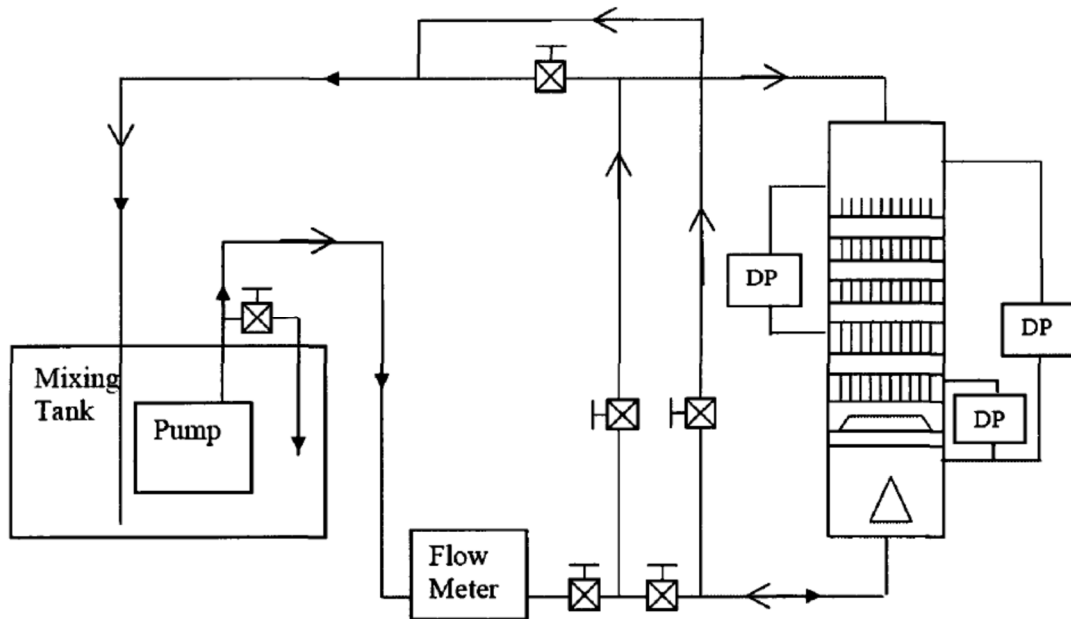
(2) 炉心入口の閉塞と繊維デブリ制限量

PWROG は、試験及び解析によりストレーナを通過した繊維デブリが炉心入口に堆積しても LTCC を阻害しないことを証明しようとした。LTCC を阻害しない原子炉容器内における繊維デブリの最大量は 15 g/FA と決定されたが、これは燃料集合体試験装置に繊維デブリ、粒子デブリ及び化学デブリを投入した試験結果より決定された値である。以下に繊維デブリ制限量評価のための試験及び解析の詳細について述べる。

① 燃料集合体を使った試験による評価

PWROG は、ストレーナを通過したデブリが炉心入口に堆積することで許容を超える圧損を生じさせ、LTCC を脅かすデブリの制限値を定めるため、FA の模擬体を使った試験を実施した。試験の概要図を図 3.1 に示す。試験設備は攪拌タンク、再循環ループ、FA を装填した試験体等からなる。一定温度に保ったタンク (mixing tank) には、繊維デブリ、粒子デブリ及び化学デブリを投入し、沈澱させないように常時攪拌しながら FA に向けてポンプで送水する。デブリを含んだ水は FA の下部から流入し上部から取り出され、再び攪拌タンクに戻して再循環される。試験中の流量は所定の値に制御される。

(注7) 一方 IVDE の審査ガイド³⁸には、繊維デブリ量や化学デブリの生成量が多いプラントを含む複数の米国の PWR プラントの LOCADM 計算結果を審査した結果、WCAP-16793-NP, Rev.2 で承認した安全評価における制限値を大きく下回る結果となった旨が記載されている。また、LOCADM の計算における仮定は保守的なことから、NRC によるプラントごとの LOCADM 計算の審査は必要なく、LTCC 要求は満たされるとしている。



出典) Westinghouse Electric Company, LLC and AREVA NP, Inc., “Evaluation of Long-Term Cooling Considering Particulate, Fibrous and Chemical Debris in the Recirculation Fluid”, WCAP-16793-NP-A, Revision 2, 2013.²⁸

図 3.1 燃料集合体試験装置の概要

Figure 3.1 Schematic Diagram of Fuel Assembly Test

試験体は、下部プレナム、炉心支持板、FA 及び上部プレナムで構成されているが、下部プレナムは必ずしも実機を模擬しておらず、デブリが沈積せずに攪拌が維持されるようになっている。FA は炉心支持板の上に取り付けられ、この領域は試験中観察できるように透明である。FA 全体と燃料フィルタ部での圧損が測定される。試験では、攪拌タンク (Mixing Tank) の水温及びデブリを含んだ水の流量並びに圧損が連続的に記録される。試験条件はデブリの種類、流量、粒子デブリ、繊維デブリの重量比等をパラメータとして実施した。試験結果の詳細は非公開である。事業者はこれら一連の試験から、以下の知見が得られたとしている。

- ・ LTCC を阻害しない原子炉容器内のデブリ制限量を定めるための試験結果より、繊維デブリ量が大きく圧損に影響するパラメータということがわかり、繊維デブリにのみ制限量を課すという結論に至った。

- ・ 試験の結果より、繊維デブリが 15 g/FA 未満であれば、圧損は小さかった。それに対し、全てのプラントの有効駆動水頭は大きいため、LTCC を脅かすことはないと言える。よってプラントの繊維デブリ量が 15 g/FA 未満ならば LTCC が維持できる。

- ・ 15 g/FA は非常に小さい値のため、事業者はプラントごとの条件に合わせた試験を行い、繊維デブリの制限量を引き上げることができる。

- ・ Westinghouse 燃料を使い、25 g/FA の条件で行った試験は、炉心流量が維持されること

が確認されたため、Westinghouse 燃料を使い駆動水頭が試験結果の圧損より大きいプラントは、繊維デブリ 25 g/FA でも LTCC を維持できる^(注8)。

・サンプル水の温度を高く維持することが可能な Westinghouse プラントは、サンプル水の温度を高く維持することにより、圧損を下げる事が可能である。したがって、サンプル水の温度を高くすることで、繊維デブリの制限値を引き上げることが可能である。

・化学デブリの生成が HLSO の後になるプラントの場合には、原子炉容器内繊維デブリの制限値を引き上げることができる。

・繊維デブリ量が制限値を超過するプラントにあっては、幾つかの選択肢が考えられる。問題となるデブリを撤去することや、デブリの発生を抑制すること、プラント条件による試験や評価を行い、制限値を引き上げることである。

② 解析コードによる評価^(注9)

LTCC の基準を満たせなくなる条件を評価するため、解析コード WCOBRA/TRAC(WC/T) を用いて、炉心入口の閉塞率と流れの損失係数 (C_D) を変えた解析を実施した。解析においては、保守的に LOCA 後 20 分が経過した時点で再循環モードに切り替わるものとしている。

配管破断については、低温側配管における両端破断と高温側配管における両端破断のケースを組み合わせ、保守的に設定している。実際の低温側配管破断 (CLB) においては ECCS による注水が破断口から格納容器に漏出し、炉心入口への駆動水流も弱まることが考えられる。他方、実際の HLB においては ECCS による注水がそのまま、強力な駆動水流によって原子炉に送られることになることが予期される。しかし、ここでの評価モデルとしては、CLB と HLB の不利な条件を組み合わせ、破断箇所は CL 両端破断 (炉心への駆動水流が小さい) とし、それに HLB の短時間のデブリの炉心蓄積条件を設定した。

解析は、157 体の燃料集合体を有する 3 ループの原子炉に対し、保守的な出力ピーキング係数 (炉心最大出力密度と平均出力密度の比) を仮定して行っている。出力密度の低い周辺燃料は 28 体で、それらの平均出力密度は全炉心の平均出力密度の 0.20 倍とする一方、ホットチャンネル (最大出力密度の燃料集合体) は、全炉心の平均出力密度の 1.6 倍とする。また、その軸方向の分布は、下半分よりも上半分の方が高い。

解析は次の 2 つの炉心閉塞のケースに対して行っている。

a) 全燃料集合体 157 体のうち低出力密度の周辺燃料集合体 28 体を除くすべての燃料集合体が完全に閉塞したものと仮定。すなわち、 $(157-28) / 157 \times 100 = 82\%$ の閉塞率を仮定。

b) 最大の出力密度の燃料集合体 (ホットチャンネル) 1 体を除くすべての燃料集合体が

^(注8) NRC は 25 g/FA の制限値の扱いについて、試験データが 1 ケースしかなく、しかも流量を減らして圧損を小さくした結果 1 ケースをもって Westinghouse 燃料の原子炉容器内繊維デブリ制限値を 25g/FA とすることは認めず、他の燃料と同様に制限値を 15 g/FA としている²⁹。

^(注9) 後述の通り、NRC は WCAP-16793, Rev.2 の SE の中で、解析コードによる評価を承認していない。

完全に閉塞したものと仮定。すなわち、 $(157-1)/157 \times 100 = 99.4\%$ の閉塞率を仮定。

上記 a) のケースでは、冷却材は、最も出力密度の低い周辺部から炉心に流入すると仮定し、その後、横流れによって炉心全域に広がり高い出力密度の燃料集合体の冷却にも分配される。他方、b) のケースでは、初めから最大線出力密度の燃料集合体にのみ冷却材が流入している状態を仮定した。これは一見保守的でない印象があるかもしれないが、前述のように、出力密度が高いのは、下半分よりも上半分の方であり、そのレベルに上昇するまでに、横流れによって全域に分散されることから、正当化されうる。

以上の条件で実施した a) 及び b) のケースの解析結果は、共に十分な炉心冷却が維持されることを示唆している。

99.4% が閉塞してもなお炉心が十分に冷却可能という結果を踏まえ、原子炉安全諮問委員会 (ACRS) は、十分な冷却が維持できなくなる閉塞状態について質問を投じている。そこで、次の追加の解析が行われた。

まずは、更に悪化した閉塞の状態として、唯一閉塞が免れているホットチャンネルの入口面積 (23.76 in^2 (0.015 m^2)) の半分 (50%) が塞がれるケースと、同様に 80% が塞がれるケースについて評価が行われた。その結果、閉塞が半分までは、十分な冷却が行われるのに対し、80% になると沸騰による流失に冷却材の供給が追い付かなくなることが明らかになった。

次に、炉心入口に流れの損失係数 $C_D=50,000$ 、 $C_D=100,000$ 、 $C_D=1,000,000$ を適用した解析が行われた。その結果、 $C_D=100,000$ までは十分な炉心冷却が得られることがわかったが、 $C_D=1,000,000$ になると沸騰による流失に追い付かなくなることが明らかになった。

以上から、解析条件は意図的にかなり保守的に設定したにもかかわらず、著しく極端な閉塞状況、すなわち、閉塞率が $(157-0.5)/157 \times 100 = 99.7\%$ の場合や、 $C_D=50,000$ 、 $C_D=100,000$ の場合であっても、LTCC が維持可能であることが示されている。

(3) NRC による評価

WCAP-16793-NP-A, Rev.2 に対する審査を行った NRC は、2013 年 4 月 8 日付で FSE を発行し、WCAP-16793-NP-A, Rev.2 を承認した。この中で、NRC は TR 中に示してある、燃料被覆管温度の最大値が 800°F (約 427°C) 以下、燃料被覆管表面の堆積物の厚さ 0.05 インチ (1.27 mm) 以下であれば LTCC を妨げないということについて承認した。また、原子炉容器内に持ち込まれる繊維デブリの制限値は全てのプラントの型式、燃料集合体の設計について、一律の制限値を設け、 15 g/FA とした。一方で FSE には NRC による承認条件が付いており、その中でホウ酸析出問題、原子炉容器内繊維デブリ制限量の緩和の余地、解析コードの結果の取り扱い等については以下のように言及している。

① ホウ酸析出問題

ホウ酸の析出による LTCC の障害の可能性について、CLB を想定した場合、ホウ酸は再循環モードによる運転で、ECCS による注水が原子炉のボイルオフを補充するだけの状態

を作り出すことから著しい高濃度に濃縮され、やがて生成し成長する析出物によって、炉心の長期冷却が阻害される懸念がある。そのような事態を回避するため、ECCS の注入を CL から HL に切り替える運転モードの採用が従来から手順化されている。

WCAP-16793-NP-A, Rev.2 には、LTCC におけるホウ酸析出の影響は、PWROG の別プログラムにて評価するとの旨が書かれている。WCAP-16793-NP-A, Rev.2 に対する NRC による FSE でも、デブリが流れのパターンを変化させたり、炉心でのホウ酸の混合を阻害したりして、早期のホウ酸析出を引き起こす可能性は評価されていないと述べている^(注10)。

② 原子炉容器内繊維デブリ制限量の緩和の余地

WCAP-16793-NP-A, Rev.2 の FSE には繊維デブリ制限量について、プラント個別の試験や評価を実施することにより、15 g/FA の制限量を引き上げることができるとし、LTCC が確保されることの裏付けとして、代替の流路を担保としてもよい旨が述べられている。そして、15 g/FA 以上を正当化するため、バッフル・プレートの穴などの代替の流路を担保とする場合には、それら代替の流路が LOCA 時にデブリによって閉塞せず、ホウ酸析出を考慮し、代替流路（AFP）を経由したデブリが LTCC を妨げるような場所に堆積しないことを試験又は解析によって示さなければならないとしている。PWROG は数値解析によって、著しい閉塞が発生したとしても、LTCC を妨げないだけの炉心流量が維持できると述べているが、NRC は、試験に基づいて設定された 15 g/FA の制限値に抑えるべきとの見解を示し、15 g/FA を超える場合には、プラントごとに正当化されなければならないとしている。

また、繊維デブリの制限量を決定するための試験を行う際に、化学析出物がないことを根拠として繊維デブリ制限量を引き上げようとする場合には、繊維デブリと粒子デブリによって、最大圧損となる条件下で試験を行うことを NRC は求めている。

③ 解析コードの結果の取り扱い

NRC は事業者の解析に対して確認解析を行い、炉心入口流路の大部分が閉塞しても、崩壊熱を除去するだけの流量が確保されるという事業者と同様の結果を得たとしている。しかし、そのような場合には必要な流量を確保するために、非常に大きな圧損を伴う。ところが、そのような場合における圧損とデブリの量との関連性が示されていないため、解析により適切な LTCC が維持できるとは判断できないとしている。

なお、後述の WCAP-17788 では、解析における炉心入口の抵抗係数と試験における繊維デブリ制限量を結びつけ、繊維デブリ制限量の増加について正当化を図っている。

④ 申請に必要な情報

WCAP-16793-NP-A, Rev.2のHLB制限を満たすプラントとして申請する場合、以下の情報をNRCに提出することが求められている³⁸。

(注10) 例えば Sequoyah 1、2号機は2014年11月7日にNRCがオプション1による評価を承認し、GL2004-02を解決した⁴¹が、ホウ酸析出問題を解決したのは2020年である⁴²。2020年5月28日にNRCはWCAP-17788のレビューにおける解析の知見から、炉心入口にデブリが堆積しても、ホウ酸析出時刻が早まることはない⁴²と結論した。

- ・ HLB時に炉心入口に到達する繊維デブリ量の最大値。
- ・ 繊維デブリ量を計算するのに用いた手法。
- ・ 繊維デブリ量がWCAP-16793-NP-A, Rev.2の制限値を下回っていることの確認。
- ・ 申請するプラントの燃料集合体がWCAP-16793-NP-A, Rev.2における試験で用いられたものと同等又は保守的になっていることの確認。

3.2.2 オプション 2A による評価（プラント固有の条件を考慮）

WCAP-16793-NP-A, Rev.2 にある 15 g/FA という原子炉容器内繊維デブリ量の制限値は、Westinghouse、Combustion Engineering、Babcock & Wilcox 等すべての炉型及び燃料集合体の型式に対して包絡する著しく保守的なものであり、同 TR はその引き上げの余地について言及している。また、FSE における NRC による同 TR に対する 14 項目からなる承認条件の中でも、そのような引き上げの余地に関して言及していることを前節で述べた。

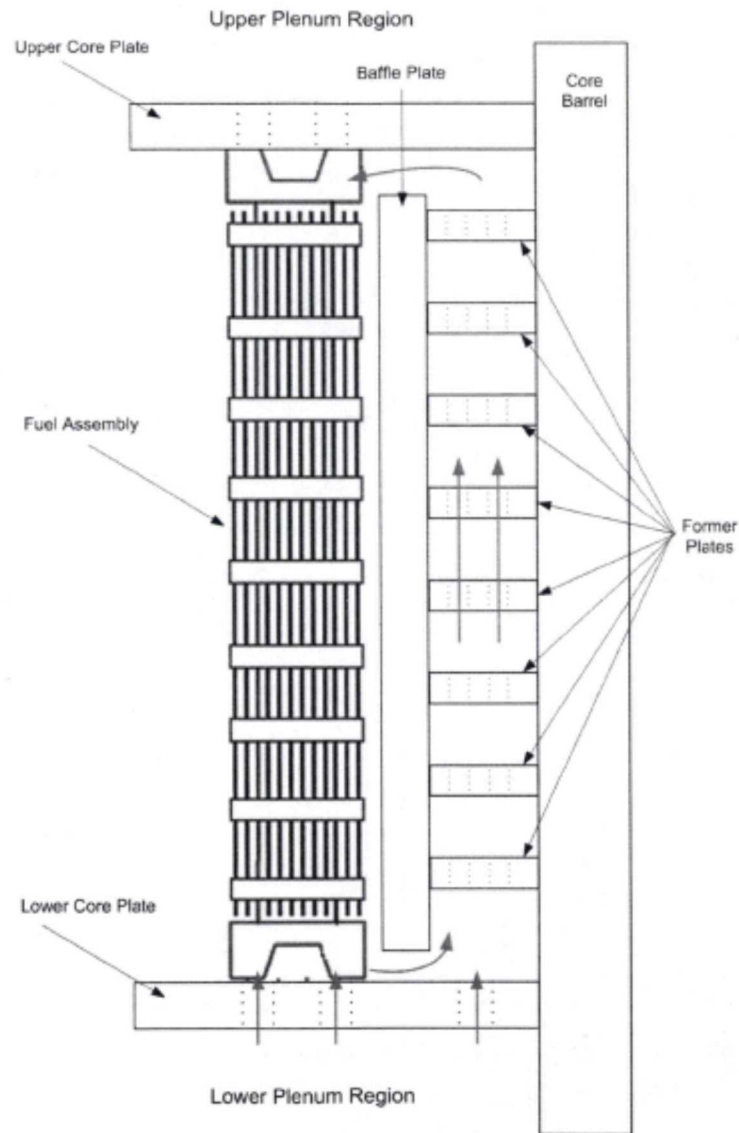
PWROG は、原子炉容器内繊維デブリ量の制限値を引き上げるために WCAP-17788^{43,44,45,46,47,48} を作成した。WCAP-16793-NP-A では繊維デブリ、粒子デブリ、化学デブリを投入した試験により全てのプラント・燃料集合体の種類について包絡するように繊維デブリ制限値を決めたのに対し、WCAP-17788 では化学デブリ析出とともに炉心入口が閉塞するとしている。また、炉心入口がデブリによって閉塞した場合のバレル/バッフル(B/B)領域からの AFP^(注11) (図 3.2 参照) による炉心冷却又は破断箇所 (HL 又は CL) の違いによるプラントの応答を考慮し^(注12)、試験及び解析から繊維デブリの制限値を算出している。

2021 年 11 月時点で NRC は WCAP-17788 を承認していないが、IVDE に関する技術評価書³⁵の中で、NRC が WCAP-17788 をレビューする過程で IVDE の安全重要度が低いであろうという多くの知見を得たとしている。

この節では、最初に WCAP-17788 における長期冷却の要求事項と承認基準について述べ、その後、原子炉容器内繊維デブリ制限値緩和についての議論及び NRC が IVDE の安全重要度が低いとした根拠について述べる。

(注11) 米国における Westinghouse 製 PWR プラントにおける B/B 領域の冷却材流れの向きは、上向きのプラントと下向きのプラントがあるが、日本国内における PWR プラントは全て上向き流れのため、本 NRA 技術ノートでは上向きの流れを前提とする。

(注12) 例えば、ホウ素析出は CLB においてより問題となり得ることなど。



出典) Westinghouse Electric Company, LLC and Framatome Inc., “Comprehensive Analysis and Test Program for GSI-191 Closure (PA-SEE-1090)”, WCAP-17788-NP, Volume 1, Revision 1, 2019.⁴³

図 3.2 代替流路

Figure 3.2 Alternate Flow Path through Barrel/Baffle Region

(1) 長期冷却の要求事項と承認基準

WCAP-17788 では、LOCA 後の LTCC を維持するために、10CFR50.46 に関連して、次の 2 つを満たすことを提示している。

- a) 崩壊熱除去：炉心温度が許容できる低い温度に維持できるよう、十分な冷却材が供給されること。
- b) ホウ酸析出の制御：原子炉容器内のホウ酸濃度が溶出制限未満であること。

WCAP-16793-NP-A, Rev.2 では、上記 a)については PCT が 800 °F (約 427 °C) という判断基準は十分保守的としており、WCAP-17788 でもこの判断基準を引き継ぐとしている。また、WCAP-16793-NP-A でデブリが燃料被覆管表面に堆積したときの堆積物の厚さが 0.05 インチを超えないとしており、こちらもその判断基準を引き継いでいる。

(2) 繊維デブリ制限量

WCAP-17788 では、HLB と CLB について、それぞれ繊維デブリ制限量を設定している。HLB の制限量は、炉型、燃料設計に依存し、CLB の制限量は全ての炉型、燃料設計に共通の値が設定される (具体的な値は非公開^(注13))。以下に HLB と CLB のデブリ制限値について述べる。

① HLB

WCAP-17788 では、HLB において炉心入口がデブリにより閉塞した場合、AFP による炉心冷却を考慮する。また、HLB における繊維デブリの制限量について、炉心入口に堆積する量と AFP に分岐する流量に含まれている量や HL 注入により炉心に持込まれる量を別々に考慮し、炉心入口と炉心内部それぞれについて制限量を決定する^(注14)。HLB 時の炉心入口における繊維デブリ制限量は試験及び解析により決定される。制限値の決定においては、以下の 3 つの指標を用いる。

- a) K_{max} : LTCC が妨げられない炉心入口圧損係数の最大値。熱水力解析では、サンプル再循環切り替え (SSO) と同時に炉心入口にデブリが堆積するとして炉心入口の圧損係数 K を設定する。HLB の場合、SSO まで炉心への注水は RWST を水源としたデブリを含まない水によるが (図 3.3(a))、SSO 以降、サンプルを水源とする ECCS 再循環運転により、デブリの流入が始まる (図 3.3(b))。HLB シナリオの場合、CL に注入された ECCS に含まれるデブリは、炉心入口か、炉心内部に蓄積する。熱水力解析を用いることで、燃料被覆管温度が 800 °F (約 427 °C) 以下となる炉心入口圧損係数 K の最大値 K_{max} を求めることができる。そして、縮小燃料集合体圧損試験^(注15)においてデブリの蓄積に伴う炉心入口の圧損と実際のデブリの量との関係を求めることができ、 K_{max} に達する

^(注13)TER³⁵ の Table 2 には、炉型 (Westinghouse プラントで、B/B 領域が上昇流及び下降流のもの、Combustion Engineering、Babcock and Wilcox) と燃料設計 (Westinghouse、Framatome) の組合せごとに HLB における繊維デブリ制限量が決定されているが、具体的な値については非公開となっている。

^(注14)IVDE に関する審査ガイド³⁸では、AFP による繊維デブリの分岐についての考え方を認めていない。理由はデブリ分岐開始時刻 (AFP 分岐開始時刻) が、炉心入口におけるデブリ堆積が一樣であるという非現実的な仮定に基づいているからである。実際のデブリ堆積は一樣ではなく、AFP 開始時刻は一樣に堆積と仮定した場合に比べ、遅い時間になるだろうとしている。NRC は炉心入口のデブリが AFP 経由で分岐する考え方を認めていないが、事業者が炉心入口のデブリ堆積が一樣でないため、炉心入口デブリ制限量を超えても LTCC を妨げないだけの流量を確保できることを示してもよいとしている。事業者が AFP の分岐にクレジットを取り、炉心入口の繊維デブリ堆積量を減じる場合は、不確かさが大きいことから、NRC はより詳細な評価を行うべきとしている。

^(注15)PWR 事業者は WCAP-16793 の燃料集合体試験とは異なる試験体系で試験を実施 (詳細は非公開)。WCAP-16793 の燃料集合体試験体は実機と同等の断面積を持つのに対し、WCAP-17788 の燃料集合体試験体は実機燃料集合体断面積の 1/4 を模擬。

ときのデブリの量が制限値として決定される。

- b) t_{block} : 炉心が完全に閉塞しても AFP からの冷却により LTCC が妨げられない最小時刻。熱水力解析において、SSO と同時に炉心入口の圧損係数として K_{max} を適用し、さらに炉心入口を完全閉塞させて流れをなくし、AFP からの流れでのみ冷却させる。完全閉塞させる時刻を変え、燃料被覆管温度が 800 °F (約 427 °C) 以下を維持できる最小の時刻を t_{block} とする。熱水力解析により、 t_{block} 前には AFP だけによる冷却では燃料被覆管温度を 800 °F (約 427 °C) 以下に保つことができないが、 t_{block} 以降であれば AFP により LTCC を維持できることが示される。熱水力解析結果は、 t_{block} が経過するまでデブリによる圧損係数が K_{max} 未満であれば、燃料被覆管温度は、その後も 800 °F (約 427 °C) 以下に保たれることを示している。
- c) t_{chem} : 化学反応物が原子炉容器内で析出する時刻。各プラントの LOCA 後の原子炉容器内温度、冷却材の pH、pH 調整剤の種類、格納容器内に存在する材質等を反映した試験により決定される。 t_{chem} を経過すると、デブリ層の圧損が著しく増加し、繊維デブリが 15 g/FA 以上の場合には完全に流れが止まりうる。15 g/FA 未満であれば、炉心入口が完全閉塞しないと期待できるものの、定量的なデータが不足しており、保守的に t_{chem} 以降は完全閉塞と仮定する。したがって、 $t_{\text{chem}} < t_{\text{block}}$ の場合には、LTCC が維持できない可能性があることから、 $t_{\text{chem}} > t_{\text{block}}$ が成立するような方法を別途模索する必要がある (注16)。

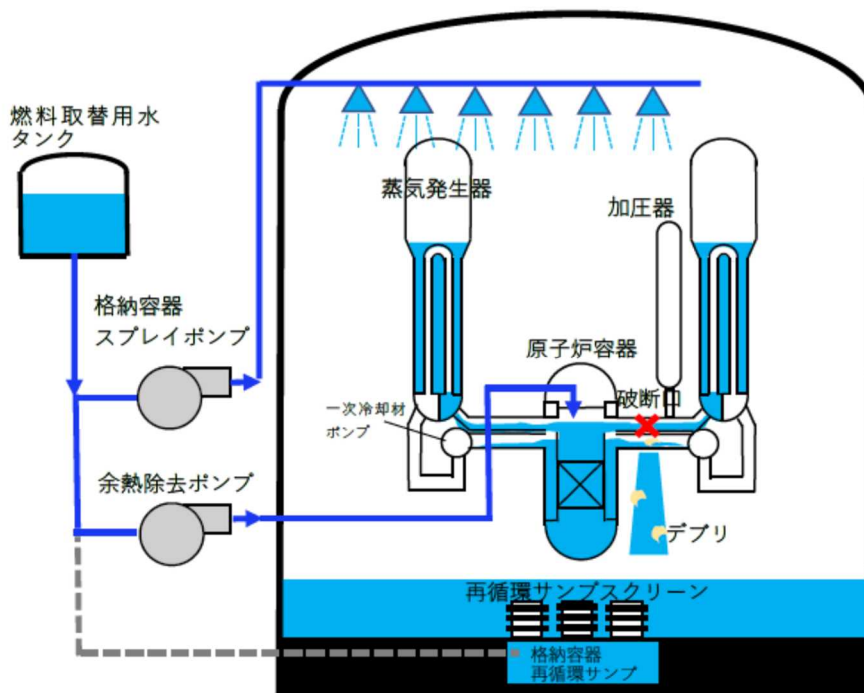
炉心入口に多くのデブリが蓄積した場合、デブリを含んだ冷却材の原子炉容器内における流れは、AFP にも分担されるようになる。熱水力解析により AFP への分岐が始まるときの条件が求められ、そのときのパラメータとして、圧損係数 (K_{split}) と分配比 (m_{split}) が定められる。加えて、ECCS の注入モードが CL から HL に切り替わる HLSO 以降は、HL 経由でもデブリが炉心へ流入する。

以上に述べた事象のタイミングは、プラント固有であることから、最終的なデブリの制限値は、プラント固有の解析によることになる。そして、HLB シナリオに対して実機に許容される繊維デブリ量と計算による推定量 ($M_{f,\text{HLB}}$) を比較し、デブリの推定量が許容量以下ならば、 $M_{f,\text{HLB}}$ でも可となり、逆にデブリの推定量が許容量を上回っている場合は、プラント内の繊維デブリの量を低減するなどの対策を前提として $M_{f,\text{HLB}}$ を再計算し、許容値を下回るまで何らかの対策を行う必要がある。

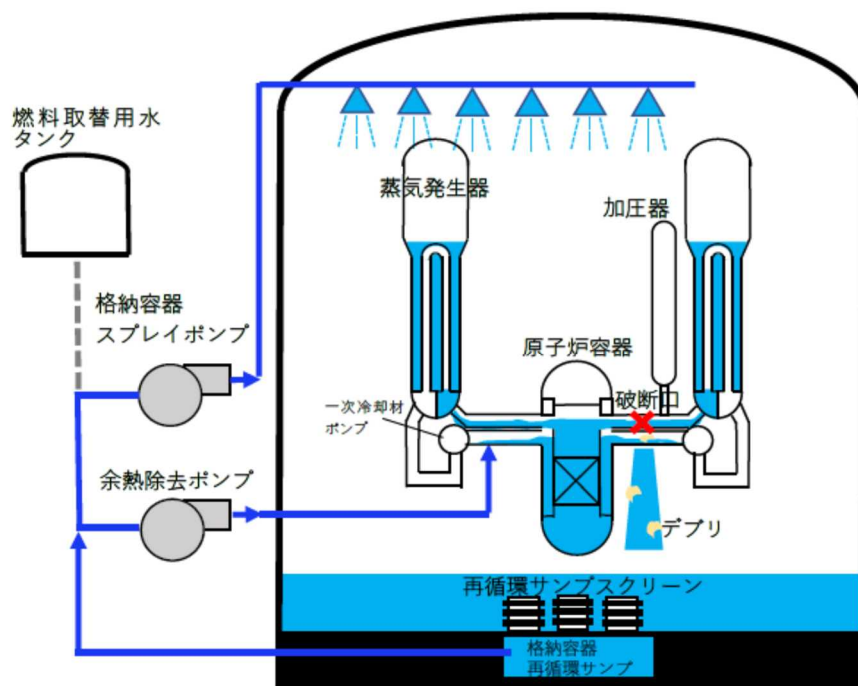
HLB では、ECCS により注入された冷却材の大部分が炉心を通して HL 破断口から流出する。この時炉心において冷却材が十分に混合されるため、炉心入口のデブリ堆積により流量が確保できない場合を除き、HLB においてホウ酸析出は CLB のように問題にはならない。仮に炉心入口にデブリが堆積し、圧損が大きい場合でも、冷却材は AFP 経由で炉心

(注16) WCAP-17788 によれば、Westinghouse プラントで B/B 領域が上昇流のプラントでは、 $K_{\text{max}}=5 \times 10^5$ 、 $t_{\text{block}}=143$ 分 (2.38 時間) である。また、試験により t_{chem} はほとんどのプラントで 6 時間以上であることが示され、 t_{block} (2.38 時間) よりも遅い時刻となっている。

に流入し、炉心を冷却するとともに、対流や沸騰により炉心内の冷却材が混ざり、ホウ素濃度を溶出制限未満に保つことができると考えられる。



(a) RWST を水源とする場合



(b) サンプを水源とする再循環運転の場合

出典) 関西電力(株) 他、“サンプスクリーン下流側炉内影響 LOCA 後の炉心長期冷却に係る検討”、第 14 回新規制要件に関する事業者意見の聴取にかかる会合、資料 14-1、2020.¹⁰ を基に修正

図 3.3 高温側配管破断における注水
Figure 3.3 ECCS Injection for Hot Leg Break

② CLB

a シナリオ

このシナリオでは、ストレーナを通過したデブリが原子炉容器だけでなく、運転が行われている場合には CSS にも流入する。RV に注入された水は、水頭差及び炉心における沸騰による流出分を補うため、下部プレナムへと向かう。余剰水は、破断口から流出し、格納容器に戻り、再びサンプに到達する。

ここでは、デブリが堆積した場合でも冷却水の流路は炉心入口経路が支配的で、B/B 領域にはほとんど流れないと考えられるため、HLB シナリオの場合と異なり AFP は考慮されない^(注17)。したがって、すべての流れやデブリは、炉心入口を経由する。ただし、この駆動力となるのが、前述のように水頭差と炉心における沸騰による流出分だけであるために、ECCS 水の大部分は破断口からそのまま流失し、炉心における冷却材の流れは、ボイドの発生を伴う二相流になる。駆動力はほぼ一定であるのに対し、炉心入口における抵抗は、デブリの蓄積と共に増加する。したがって、この抵抗が過剰になり、炉心入口における冷却材流量が減少した場合、蒸発による流出に追従できなくなり炉心が露出し、燃料被覆管温度の上昇が始まる。

b 繊維デブリ制限量

CLB の炉心入口における繊維デブリ制限量（非公開）は PWROG が実施した試験の結果より、この繊維デブリ制限量以下であれば、繊維デブリによる緻密な層が炉心入口で形成されることはなく、また、繊維デブリ及び粒子デブリが堆積したことによる圧損は無視できる程小さかった。さらに、化学反応による析出物を加えても流量が妨げられなく、CLB では繊維デブリの制限量以下では化学影響を考慮する必要がないと考えられた。以上より、WCAP-17788 における CLB の炉心入口における繊維デブリ制限量を決定したとしている。この繊維デブリ制限量は、以下に述べるホウ酸析出を考慮したものである。

c ホウ酸析出問題

炉心入口の閉塞によって、炉心領域のホウ酸濃度が高くなると、冷却材密度も高くなり、炉心における冷却材の駆動力が低下する。そのため、ホウ酸析出の開始時間が早まる可能性がある。炉心入口が閉塞されていない場合、炉心のホウ酸濃度が高い冷却材が下部プレナム（LP）領域の冷却材により希釈され、ホウ酸析出を防ぐことができるが、炉心入口にデブリ層が形成された後には、これが遮られてしまう可能性がある。以上のように CLB シナリオの場合には、LTCC を阻害する 2 つの要因（デブリによる流路閉塞及びホウ酸析出による流路閉塞）があるため、炉心入口におけるデブリの制限量を定める場合に考慮しなければならない。

^(注17) 事業者は CLB 時の B/B 領域からの AFP による炉心冷却を考慮していないが、NRC は CLB 時にも AFP からの炉心冷却について、考慮してもよいとしている³⁵。

その一方、CLB シナリオでは、LP における冷却材の流速が小さく、ある程度大きいデブリは LP 底部に堆積すると考えられる。また、炉心入口に向かう流速も遅いため、燃料下部に絡み付かず緩く付着する。そのため、冷却材の流れが変動した場合など、簡単に脱落するものもあると推測される。よって、炉心入口に均一で連続的なデブリ層が形成されるのを妨げ、炉心への冷却材は、常に十分確保されることになる。

Westinghouse は試験を実施し、繊維デブリが炉心入口に堆積した場合のホウ酸水の流れに対する影響を確認した。試験ではホウ酸水の代わりに高濃度の塩水を使い、LOCA 後に発生する炉心と下部プレナム間におけるホウ酸水の密度差を模擬した。結果はある制限（非公開）のデブリがあっても十分に炉心入口と下部プレナム間の流れが可能な密度差を作りだした。この試験結果より、CLB 時の炉心入口デブリ量がこの制限未満であれば、炉心のホウ酸濃度は炉心と下部プレナム間の流れにより希釈され、析出する濃度まで高まらない。

また、WCAP-17788 における事業者の熱水力解析結果は、炉心入口と下部プレナム間の流れにより炉心のホウ酸が下部プレナムの冷却材により希釈されることを示している。なお、NRC も同様の熱水力解析を実施し、炉心と下部プレナム間の流れによりホウ酸が希釈されることを確認している^(注18)。

上記の試験結果及び解析結果より、WCAP-17788 における CLB 時の炉心入口における繊維デブリ制限量は、ホウ酸析出の影響を考慮したものとなっている。

(3) NRC の評価（燃料・原子炉容器に関する下流側影響の安全上の重要度について）

NRC は WCAP-17788 を承認していないが、IVDE に関する TER³⁵ を発行した。TER の中で NRC は WCAP-16793-NP-A, Rev.2 や WCAP-17788 の知見と NRC で行った解析結果等に基づき、IVDE の安全上の重要度は低いと結論づけた。理由として、1. LOCA は事象が起こる頻度が低い。2. 深層防護の観点から、LOCA が起きても通常の ECCS 流路がデブリにより閉塞される可能性は低く ECCS は有効で、仮に炉心入口がデブリにより閉塞しても AFP により LTCC を損なう可能性が低いこと、更に AFP が有効に機能しない場合でも運転員操作により炉心損傷を緩和することができる。3. プラント解析では保守的な想定を用いており、安全余裕を考慮していることを挙げている。以下に詳細を述べる。

① 通常の ECCS 流路の有効性

WCAP-17788 には繊維デブリ量の制限値が示されているが、WCAP-16793-NP-A, Rev.2 と同様に、炉心入口にデブリが均一に堆積すると保守的に仮定している（デブリの量に対し

(注18) 米国 PWR プラントの中で格納容器内の繊維量が多いプラントでも、CLB 時に炉心入口に到達する繊維デブリ量が CLB 繊維デブリ制限未満であると計算されていることも、CLB 繊維デブリ制限を正当化する根拠となっている。例えば、格納容器内の繊維量が多い STP や Vogtle プラントにおける CLB 時の炉心入口繊維デブリ量がそれぞれ 12.4 g/FA、13 g/FA と計算されている³⁵。

て圧損が最大となるため)。NRC は WCAP-17788 で示された HLB 炉心入口繊維デブリ制限量及び CLB の繊維デブリ制限量を容認し、これらの制限量以下では、化学デブリが堆積しない限り、炉心流量は維持されると結論した。実際は炉心入口における冷却材の流速が均一ではないため、炉心入口におけるデブリの堆積は均一にはならず、炉心入口を完全閉塞するのに必要なデブリの量は均一な分布を仮定した場合より多くなると考えられ、制限量を超える繊維デブリが炉心入口に到達しても炉心冷却に十分な流量を確保できるだろうとしている。

また、炉心入口部において、デブリにより閉塞しない部分があれば、炉心冷却が十分に可能であることが分かっている。PWROG は WCAP-16793-NP-A, Rev.2 の中で、炉心入口の 99.4% が閉塞しても炉心冷却に問題がないことを解析により示した。NRC でも独立して解析コードによる計算を実施し、HLB や CLB 時に炉心入口の 99% が閉塞しても炉心冷却を維持し、ホウ酸析出を起こさないことを確認した。HL からの ECCS 注入等のホウ酸析出予防処置を取ることで、LTCC を維持することが可能である。

上記より、NRC は燃料集合体入口を経由する通常の ECCS 流路が LOCA 後に発生するデブリにより閉塞することはないであろうと結論した。

② 深層防護

LOCA 後のデブリが通常の ECCS 流路を閉塞し、炉心への注水を妨げる可能性は低いが、仮に炉心入口の流路が完全にデブリにより閉塞しても、NRC は深層防護として以下の様な LTCC を維持する複数の処置があるとしている。

a 格納容器

炉心入口の閉塞は CSS による格納容器の減圧・除熱能力に影響を与えないことから、原子炉容器内の流路閉塞により格納容器は損傷しないと期待される。よって格納容器は IVDE に対する深層防護となる。

b 運転員操作

デブリが LTCC に影響するという問題を受け、PWR 事業者は炉心の流量喪失をモニターし、対策を施すことを始めている。HLSO はその一例である。炉心入口にデブリが堆積し、かつ AFP からの注水も失敗するという確率が低い事象においても、LTCC を維持するために運転員操作により対策をとるというオプションが残されている。

c AFP

炉心入口が完全に閉塞されても PWR プラントは LTCC のための AFP が存在する。AFP には B/B 領域、上部ヘッドスプレインズルなどがある。NRC は TER の中で、下部ノズル又はスパーサーグリッドへのデブリの堆積及び AFP 経由又は HLSO 経由で炉心に流れ込むデブリについての考察を行っている。WCAP-17788 では、LTCC を妨げない繊維デブリ量の制限値として、炉心入口及び炉心における合計量（値は非公開）を設定している。

炉心入口の閉塞については、PWROG が WCAP-17788 の解析により、炉心入口が閉塞し

ても AFP により PCT は 800 °F (約 427 °C) を超えないことを示している。これに対し NRC は、解析に用いたいくつかのパラメータ (プラント出力など) がすべてのプラントを包絡した値になっていないことから、PCT の正確な予測とはなっておらず、解析結果は LTCC を必ずしも保証するものではないとしながらも、炉心入口が閉塞した場合の深層防護の一手段として、AFP が炉心冷却に使えることを示したと評価している。

③ 総合的判断

NRC は LOCA 発生頻度を含みリスク評価の知見や深層防護等を考慮した総合的判断により、IVDE の安全上の重要度を決定した。

LOCA 後の IVDE について、NRC は STP 等の情報から、IVDE による LTCC の阻害が起こりうる HL 及び CL の破断口径を決定し、そのような破断が生じる頻度を求めた。その結果、IVDE による LTCC の阻害が起こりうる LOCA の発生頻度は 10^{-6} /年のオーダー以下であり、この時 LOCA の発生がそのまま炉心損傷に直結すると仮定すると、CDF は 10^{-6} /年のオーダー以下と非常に小さい値となる。また、IVDE を考慮した場合でも、LOCA 後に格納容器の健全性が維持できる可能性が高いことから、早期大規模放出頻度 (LERF) の増分を見込まない。ここでは IVDE による LTCC の阻害が起こりうる LOCA の発生がそのまま炉心損傷に直結すると仮定したが、IVDE 評価をする際のプラント解析ではデブリの発生、移行、ストレーナ通過量、再循環切り替え時間等について保守的な想定を用いており、これらの安全余裕を考慮すると炉心損傷の頻度はさらに低くなる。仮に炉心が閉塞したとしても、LTCC を維持するために深層防護がある。

したがって、TER に示された、IVDE により LTCC が妨げられる LOCA の発生頻度、深層防護及び安全余裕の評価に基づき、NRC は IVDE による CDF は安全上の重要度が低いことを示していると結論づけた。

④ 結論

以上より、NRC は米国で運転中の PWR プラントについて、LOCA 後にストレーナを通過したデブリにより IVDE により LTCC を妨げることは起こりにくいと結論づけた。また、LOCA 後の IVDE により LTCC が妨げられることについての安全上の重要度は低いと結論づけた。

(4) 申請に必要な情報

WCAP-17788 をプラントとして申請する場合に NRC へ提出する情報について、IVDE 審査ガイド³⁸に記載されている。

プラントの重要パラメータが TER 及び WCAP-17788 の解析条件に包含される場合、提供する情報は以下のとおりである。

- ・燃料設計の型式

- ・プラント型式と燃料設計の型式の組合せにおける WCAP-17788 デブリ制限値
- ・HLB 時に炉心入口と炉心内部に到達する繊維デブリ最大値が WCAP-17788 繊維デブリ制限値未満であること
- ・繊維デブリ量を計算するのに用いた手法
- ・炉心入口の繊維デブリ量が WCAP-17788 の繊維デブリ制限値未満であること
- ・SSO の開始時間が 20 分より遅いこと
- ・WCAP-17788 の試験から予想される化学デブリ析出時間や試験条件がプラント条件を代表していること
- ・化学影響がホウ酸析出緩和措置の開始時間よりも前に起きないこと
- ・化学影響が t_{block} より前に起きないこと
- ・実機プラント型式の WCAP-17788 おける t_{block} の値
- ・実機プラントの定格熱出力と解析の出力値
- ・実機プラントの AFP 抵抗値と解析の AFP 抵抗値
- ・AFP 解析において仮定した単位 FA あたりの ECCS 最小流量と実機プラントの値が整合していること

プラントの重要パラメータの一部が WCAP-17788 の解析条件に含まれていないが、他のパラメータが十分な保守性を持ち LTCC が担保される場合には、上記に加えて下記情報の提出が必要となる。

- ・解析条件に含まれていないパラメータ
- ・LTCC が担保されることを示す評価結果（過度に保守的なパラメータの実機との差。また、繊維デブリ量が WCAP-17788 の制限値を超える場合、解析がその繊維デブリの量を緩和できるほど保守的であることを示す。）

3.2.3 オプション 2B による評価（リスク情報を活用）

GL2004-02 対応のため、オプション 2B については STP 1/2 号機の事業者（STPNOC）が申請を行い、2017 年 7 月 11 日に NRC からの認可を受けた⁴⁹。STP 1/2 号機では、保温材に繊維質のものを多く使用しているため、LOCA に伴う繊維デブリの発生量が多く、GL2004-02 が発行されてから取り組んできた決定論的手法を用いた解決は難しく、リスク情報を用いた手法により、運転認可証の変更申請（LAR）を行う^(注19)オプション 2B による解決を選択した。以下、本申請に係る STPNOC の評価方法と結果について述べる。

STPNOC は Risk over Deterministic (RoverD) という簡易化したリスク評価手法を開発し、CLB LOCA の評価にこの手法を用いた。RoverD はこれまで NRC が認めてきた決定論手法とリスク情報の両方の要素を使った手法で、ある LOCA シナリオにおいて発生するとされ

(注19) 10CFR50.46 への適合に際し、NRC はこれまでは決定論的な手法のみを容認していることから、リスク情報を用いた手法を使うにあたり、事業者が LAR を申請した。

るデブリ量が、試験により ECCS 又は CSS の機能が失われないことが試験により確認されているデブリ発生量未満であれば、決定論的に問題なしとして扱った。これを超える量のデブリを発生させる LOCA のシナリオについては、リスク情報を用いた手法により評価した。リスク情報を用いた手法により評価する LOCA のシナリオについては、保守的に炉心損傷に至ると仮定し、確率論的リスク評価 (PRA) により評価指標である Δ CDF、CDF、 Δ LERF、LERF を算出した。これらの評価指標は、RG1.174, Rev.2 で定められた許容値と比較され、図 3.4 に示すように Region I、II、III のどの領域にいるかを評価した^(注20)。

STPNOC が用いた IVDE の評価手法のまとめを表 3.1 に示す。STPNOC は 16 インチ以上の HLB LOCA についてのみリスク情報を用いた手法で評価し、HL 中破断 LOCA 及び HL 小破断 LOCA については決定論的評価を行い、CLB LOCA については、RoverD 手法を用いた評価を行った。

大破断 HLB LOCA については、熱水力解析を簡潔にするために 16 インチ以上の HL 破断は全て炉心損傷すると仮定した。解析結果は 16 インチ以上の破断が全て炉心損傷するとは限らないことを示していたが、STPNOC は大破断 LOCA 全てについて、リスク情報を用いた手法により解決することにした。

小破断 LOCA 及び中破断 HLB LOCA については、決定論的手法を用い、熱水力解析により炉心入口が閉塞した場合でも LTCC が維持されることを示した。CLB について STPNOC は、包絡的な厳しい条件の下で炉心入口に到達するデブリの量を見積り、NRC によって許容可能とされた前例における量と比較した。STPNOC は炉心入口に到達する繊維デブリ量は最大 7g/FA と見積もった。NRC は CLB において現実的な条件の下では 7g/FA 未満であるとし、STPNOC の見積りは許容可能であるとした。

表 3.1 STP 1/2 で用いられた IVDE 評価手法のまとめ

Table 3.1 Summary of the Methods to Evaluate IVDE Employed in STP Unit 1 and 2

	HLB	CLB
小破断 LCOA	決定論的手法	RoverD
中破断 LCOA	決定論的手法	RoverD
大破断 LCOA (> 16")	リスク情報を用いた手法	RoverD

(注20) RG1.174, Rev.2 によると、Region I は Δ CDF が 10-5/炉年以上の場合で、この場合は設計等の変更の適用が容認されない。Region II は Δ CDF が 10-6/炉年から 10-5/炉年の範囲にある場合で、全 CDF が 10-4/炉年未満ならば設計等の変更の適用が検討される。Region III は Δ CDF が 10-6/炉年未満の場合で、原則 CDF に拘らず適用可能である。また、 Δ CDF が負の値を示す場合も原則 CDF に拘らず設計等の変更の適用が可能である。

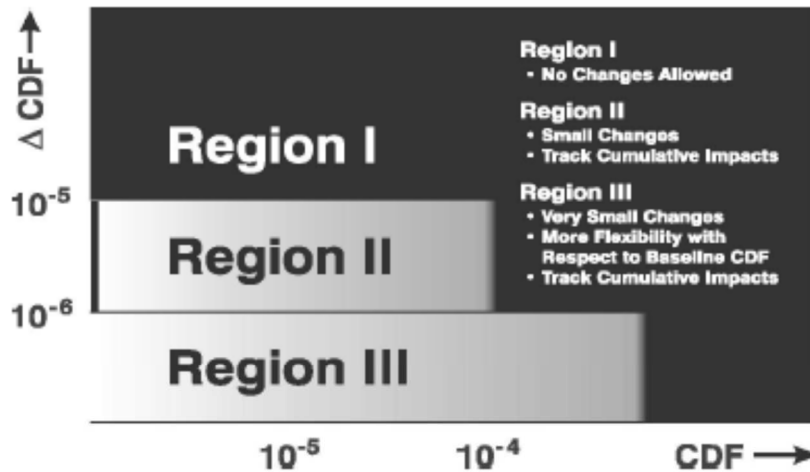


Figure 4 Acceptance guidelines* for core damage frequency

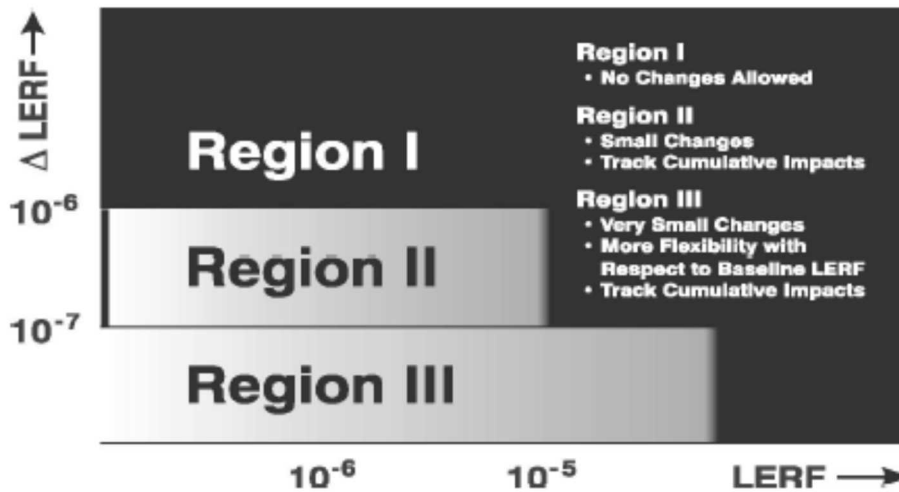


Figure 5 Acceptance guidelines* for large early release frequency

出典) NRC, “An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis”, Regulatory Guide 1.174, Revision 2, 2011.²²

図 3.4 CDF (上段) 及び LERF (下段) に関する許容ガイドライン

Figure 3.4 Acceptance Guidelines for CDF (upper) and LERF (lower)

3.2.4 Westinghouse PWR2 ループプラントの評価 (上部プレナム注入プラント)

Westinghouse PWR2 ループプラントの場合、LOCA 後の ECCS は始め、RWST を水源とし上部プレナム (UP) 及び CL から注水される (図 3.5 (a))。その後サンプ再循環に切り替わった時点で、CL からの注入が遮断され、UP からの注水となる (図 3.5(b))。そのため、サンプ再循環モードの運転では、炉心における冷却材の流れは、CLB に ECCS が注水されるプラントとは逆向きになる。ただし、NRC は UPI プラントの場合、沸騰による攪拌や炉心出口の蒸気流れのため、炉心出口はデブリで閉塞する可能性は低いとしている³⁵。

(1) HLB

HLB では、炉心における沸騰によって失われる分が ECCS 注水により補完され、それ以外の注水分は破断口から流出する。そのため、UPI プラントの場合の HLB シナリオでは、炉心の水流は CLB に比べ少なく、炉心に至るデブリの量も少なくなる。したがって、HLB の場合の炉心に持ち込まれるデブリの量は、CLB より少ない。一方、滞留水の沸騰でホウ酸が濃縮される状況となるため、ホウ酸析出に関しては HLB がより厳しいシナリオとなる。HLB 時にホウ酸析出を防ぐため、UPI プラントは Westinghouse の 3 及び 4 ループプラントの CLB 時における HLSO 同様の緩和措置を実施する。ただし、UPI プラントでは CL 注入を HL 注入に切り替えるのではなく、上部プレナム注入から CL 注入又は上部プレナムと CL 両方からの注入とし (図 3.5(c))、炉心のデブリ及びホウ酸と冷却材との混合を促進する。注水が CL に切り替わると、サンプル内のデブリは炉心入口に達する。WCAP-16793-NP-A, Rev.2 及びその FSE では、UPI プラントに対しても繊維デブリ量が 15 g/FA 未満なら圧損は LTCC を妨げるほどには上昇しないとしている。

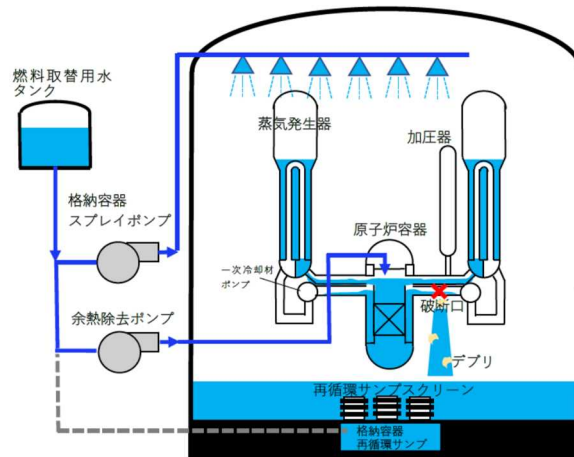
(2) CLB

CLB では ECCS は炉心を通って CL に流れ、破断口から流出する。CLB の場合には、炉心を上から下に流れ、閉塞が起これば、それは燃料頂部においてということになる。この場合、ECCS 注水の大部分は炉心を通るため、UP に流入するデブリの大部分が炉心に持ち込まれる可能性がある。原子炉容器内に持ち込まれる繊維デブリ量の観点から、大破断 CLB は、UPI プラントに対しては、HLB に比べてより厳しいシナリオとなる。UP 注水から CL 注水に切り替ると、ECCS 水のうち原子炉容器内の沸騰により失われた分が補完され、それ以上の注水は破断口より流出する。しかし、CL 注水への切り替えまでに、デブリのほとんどはストレーナ表面に付着しており、HLB 時の切り替え時に比べ、炉心入口に堆積するデブリ量は WCAP-16793-NP-A, Rev.2 で想定した量よりも少ないと考えられる。

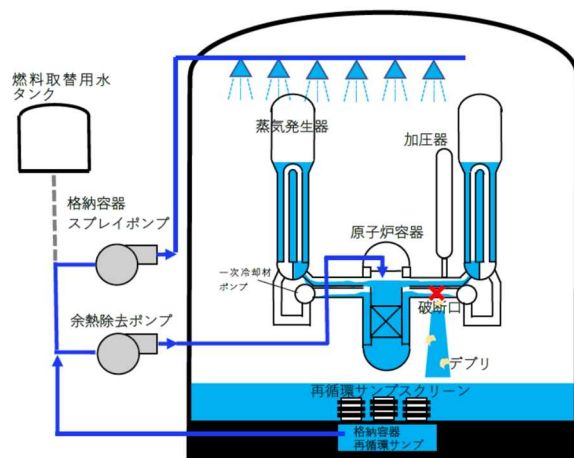
(3) NRC に提出する情報

UPI プラントに対して、WCAP-17788 に基づき燃料・原子炉容器に関する下流側影響を評価する場合、以下の情報を NRC に提出することが IVDE 審査ガイド³⁸に記載されている。

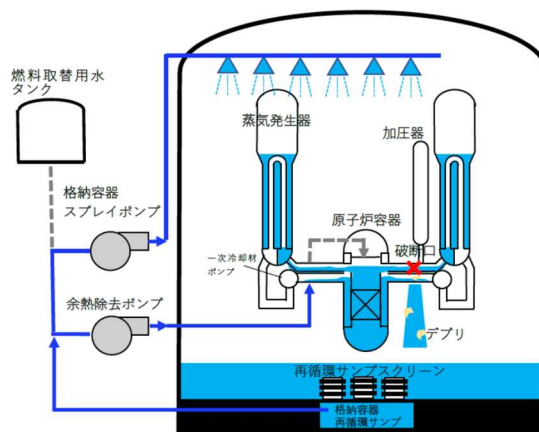
- ・ホウ酸析出緩和措置が 24 時間以内に実施されること
- ・HLB 時の炉心入口と炉心内部に持ち込まれる繊維デブリ量が WCAP-17788 の繊維デブリ制限未満であること



(a) RWST を水源とする場合



(b) サンプを水源とする再循環運転の場合



(c) CL 及び UP からの注水へ切り替え

出典) 関西電力(株) 他、“サンプスクリーン下流側炉内影響 LOCA 後の炉心長期冷却に係る検討”、第 14 回新規制要件に関する事業者意見の聴取にかかる会合、資料 14-1、2020.¹⁰ を基に修正

図 3.5 UPI プラントの ECCS 注水
Figure 3.5 ECCS Injection for a UPI Plant

3.3 PWR プラントに対するまとめ

機器に関する下流側影響について、PWR 事業者は WCAP-16406 を用いた評価を行っており、21 プラント（オプション 1 を選択した 19 プラント及びオプション 2B を選択したプラントのうち、2 プラント）が NRC の承認を得ている。

燃料・原子炉容器に関する下流側影響についても同様に、オプション 1 を選択した 19 プラントと、オプション 2B を選択したプラントのうち 2 プラントが NRC の承認を得ているが、オプション 2A を選択し承認されたプラントはまだない状況である（2021 年 10 月時点）。NRC は 2019 年に燃料・原子炉容器に関する下流側影響についての安全評価書³⁵及び審査ガイド³⁸を発行し、残るプラントの審査を進めている。

4. 下流側影響に対する米国 BWR の対応状況

2.3.1 で述べたように、NRC は PWR を対象とした GL2004-02 で得られた知見を BWR へ展開することを勧告した。NRC と BWROG は検討が必要な 12 分野を抽出し、BWROG は自主的な取組みとして対応した。BWROG は決定論委員会、リスク情報委員会を設置し、決定論と確率論両方の側面から検討した。決定論委員会では、PWR プラントに用いられている評価手法（NEI04-07 等）及び BWR プラントに用いられている手法（BWR Utility Resolution Guidance（URG））の違い並びに下流側影響（燃料・圧力容器）等について評価した。リスク情報委員会は決定論委員会の作業に基づき RG1.174, Rev.2 を用い、CDF の増分（ Δ CDF）及び LERF の増分（ Δ LERF）を評価した。

ここでは検討が必要な 12 分野のうち、下流側影響評価（機器及び燃料）について述べる。

4.1 下流側影響（機器）

4.1.1 NRC による当初の懸念

NRC 及び BWROG は BWR プラントにおける下流側影響（機器）に対する懸念として、「ストレーナを通過してくるデブリによる下流側にある機器の浸食、摩耗、閉塞についてより厳密な評価を考慮すべきである」と述べている²¹。

4.1.2 BWR 事業者の対応

機器やシステムへの下流側影響に関して、クリアランスが小さな機器やデブリにより摩耗しやすい機器にデブリが悪影響を及ぼしうるか評価された。まず、BWROG は機器の故障を想定して、それによるリスクの大きさにより機器の重要度のランク付けを行った。重大なリスクをもたらす機器を対象にさらに評価を行った。重要とされたのは、以下の系統である。

- ・ 制御棒駆動機構 (CRD)
- ・ 隔離時冷却系 (RCIC)
- ・ 高圧注入系 (HPCI)
- ・ 高圧炉心スプレイ (HPCS)
- ・ 低圧炉心スプレイ (CS)
- ・ 残留熱除去系 (RHR)
- ・ RHR 共用水 (RHR-SW) 非常用注入系
- ・ 核ボイラー計測系 (NBI)

このうちの 5 系統 (CRD、RCIC、HPCI、HPCS 及び RHR-SW 非常用注入系) は、運転初期には圧力抑制プール以外を水源とするので、デブリの影響は受けないと判断した。残る CS、RHR 及び NBI については決定論的手法 (WCAP-16406) を用いて、デブリがそれら機器の運転に及ぼす影響を評価した。BWROG は、2 つのプラントを対象に先行的に評価を実施し、デブリがそれらの系統に悪影響を及ぼすことはないとの結果を得た。さらに、その結果は他の BWR プラントに対しても適用できると判断した。

NRC は、LOCA で生じたデブリの影響による機器故障のリスク増分が大きくないことを BWROG の評価で適切に示されていると結論づけた⁵⁰。

4.2 下流側影響 (燃料・圧力容器)

4.2.1 NRC による当初の懸念

NRC 及び BWROG は BWR プラントに関する下流側影響 (燃料・圧力容器) の懸念として、「デブリによる BWR 燃料への下流側影響についての評価を、NRC は見たことがない」ということを挙げた²¹。また、下流側影響 (燃料・圧力容器) に関連した化学影響の懸念として、「下流側の燃料等に与える影響を考慮すべきである」と述べている²¹。

4.2.2 決定論による評価

BWROG は当初、決定論的手法により解決することを目指し、試験計画を立て、炉心入口、出口の閉塞、スパーサーグリッドへのデブリの集積、繊維デブリ及び化学析出物の燃料被覆管表面への堆積について評価の道筋を示した⁵¹。2011 年 1 月 31 日に BWROG は NEDO-33608, Rev.2 を NRC に提出し、その中で GE-日立製の BWR 燃料を用いた BWR プラントの下流側影響の解析結果及び解析を検証するための試験計画を記載した。NRC は NEDO-33608, Rev.2 をレビューし、その後、NRC と BWROG の間で追加情報要求 (RAI) 及びそれに対する回答のやりとりが行われたが、2016 年 10 月 20 日に BWROG は NRC に対して NEDC-33608P を取下げた⁵²。BWROG は取下げの理由について、IVDE の評価を決定論的手法からリスク情報を用いた手法に変更するためとしている。

4.2.3 リスク情報を用いた評価

当初 BWROG は、この分野を決定論的に評価することを計画していたが、最終的にリスク情報を用いた手法により評価した。リスク情報を用いた評価は、起因事象の確率、デブリによるストレナーの損傷確率、ECCS 機器の故障確率などに基づき、RG1.174, Rev.2 に示されているように Δ CDF 及び Δ LERF を評価指標とした^(注21)。

評価に当たり、破断位置及び破断サイズ等を基に計算されたデブリの発生量、熱水力解析結果等の情報に基づき、デブリの影響による Δ CDF 及び Δ LERF を算出する。算出した Δ CDF 及び Δ LERF は RG1.174, Rev.2 における許容値と比較される。BWROG の解析では、炉心再冠水時に冷却材が燃料入口高さに到達すると同時に燃料入口のフィルタは閉塞すると想定している。また、BWROG は熱水力の最適評価コード TRACG を用いた LOCA 解析により現実的な炉心温度を計算し、デブリの影響を考慮した時に、炉心損傷の緩和が成功裏にできるか否かを決定した。解析に当たっては、どの ECCS サブシステムが利用可能であるか、さまざまな組み合わせを仮定した。解析は、BWR/3-4 及び BWR/5-6 の代表的な ECCS に対して実施した。解析の結果、炉心損傷緩和の成否は破断の規模と利用できるポンプの数に依存するが、いくつかのシナリオでは、低圧注水 (LPCI) ポンプにより適切に冷却できることが分かった⁵⁰。

解析に当たり、BWROG は上部タイプレート (UTP) において閉塞は起きないであろうと仮定したが、NRC は定量的な根拠がないと指摘した。UTP が閉塞しない場合、CS により炉心上部から炉心に冷却材を注入し、炉心冷却が可能である。BWROG は NRC への回答として、UTP の領域には冷却材の活発な循環があり、デブリが燃料集合体の上部に層状に堆積することは妨げられるであろうと述べた⁵⁰。加えて、BWROG は、燃料集合体あたりの UTP に到達しうるデブリの量を算出し、大部分のプラントにおいてデブリ量が比較的少ないため、閉塞は起きないであろうと考えた。NRC は UTP の閉塞は起こりにくい可能性はあると結論付けた。そこで BWROG のリスク解析では、UTP が閉塞する確率として値を設定した。BWROG はこの確率を 1 桁大きくした感度解析を実施し、リスクの増分は小さいままだったことを示した⁵⁰。

NRC は、10 CFR 50.46, “Acceptance Criteria for Emergency Core Cooling Systems for Light-Water Nuclear Power Reactors”にある要求事項にそって、ECCS 性能評価に TRACG を用いて行うことを認可した。BWROG は TRACG を全般的には認可された手法に沿って用いたが、ノミナル条件を用いて解析を実施し、不確かさを定量化する試みは行わないなど、一部例外的に用いた。また、燃料集合体の底部にあるデブリフィルタが閉塞するというモデルを考慮することにより、解析においてデブリの影響を模擬した。

BWROG は使用する LPCI の組み合わせを変えながら、様々な大きさの破断口径に対し解析を実施した。また、単一の CS サブシステムのみ作動可能な場合の解析も実施した。

^(注21) Δ LERF は Δ CDF に比べて評価上制限的な指標とはならないとして、BWROG は最終的に Δ CDF を用いて評価した²¹。

これらの解析により、使用可能な ECCS システムの組合せ毎に、炉心損傷を緩和できる破断口径の限界値を定めた。破断口径の限界値とは、ある組合せの ECCS システムを想定した場合に、それ以上の破断口径では予測される PCT が 2200 °F (約 1204 °C) を超えるという破断口径である。

冷却材が下部タイプレート (LTP) (燃料集合体入口) の高さに達したら、直ちに燃料入口フィルタが閉塞するという仮定は保守的な仮定である。この保守的な仮定は、代替水源から注入するための運転員の対応時間を短くすることにもなる。BWROG は、燃料集合体入口フィルタは少量の繊維デブリで完全閉塞し、残りのデブリはサプレッションプールに戻りストレーナに集積すると仮定している。実際にフィルタを完全に閉塞するためには、仮定よりも多くのデブリが必要になり、また補足されたデブリはフィルタに留まるであろうことから、NRC はこれを保守的な仮定であるとしている⁵⁰。

NRC は BWROG の評価に基づき、デブリによる燃料への影響は BWR の長期的冷却の失敗によるリスクの増加には大きな影響を与えないであろうと結論付けた。

4.2.4 燃料に対する化学影響の評価

化学生成物による燃料に対する影響について、BWROG は 4.2.3 で述べたように冷却材が LTP に到達すると同時に入口フィルタが閉塞すると仮定しているため、炉心入口での水頭圧損失への化学物質の影響は対処する必要は無いとした。また、燃料被覆管表面における化学生成物の付着による影響について、BWROG は報告書⁵³にまとめたが、NRC はこれらについて詳細なレビューを行っていない。したがって NRC は BWROG が実施した評価についての結論は出していない。しかしながら NRC は BWROG から、LOCA 時の付着物に関する計算結果一式を参考のため受け取っており、化学デブリ生成量について保守的に見積もられていると言及している。NRC はこの計算についても詳細なレビューは行っていないが、BWROG による化学影響の全体的な取り扱いが合理的であると結論付けた⁵⁰。NRC は化学影響評価には未知のことや不確かさが大きいとしながらも、燃料の入口フィルタはデブリが到達すると直ちに完全に閉塞すると仮定すること、燃料への吸着及び燃料温度の計算に保守性が含まれていることに基づき、上記結論を得たとした⁵⁰。

4.3 NRC の結論 (BWR プラント下流側影響について)

NRC は“Closure of Potential Issues Related to Emergency Core Cooling Systems Strainer Performance at Boiling Water Reactors”²³において、BWROG が取組んできた下流側影響について以下の様に結論した。

- ・BWROG による下流側影響 (機器) の評価は、LOCA により生成されたデブリの影響による機器損傷のリスク増分が大きくないことを十分に示した。

- ・BWROGによる下流側影響（燃料・圧力容器）の評価についても同様に、燃料に対するデブリの影響はBWRプラントの長期冷却の失敗によって引き起こされるリスク増分に大きくは貢献しない。

これらに基づき、NRCは下流側影響（機器及び燃料・圧力容器）について、これ以上の対応は不要であるとの結論に至った²³（注22）。

5. 国内の対応状況

5.1 これまでの規制対応

日本では、平成4年に発生したスウェーデンのバーセベック原子力発電所（BWR）のストレーナ閉塞事象の直後においては、国内事業者により適切に異物管理がなされ、かつ、原子炉格納容器内で使用している保温材の材質が異なることから、同様の事象が起きないとされてきた。しかし、平成15年10月に東京電力において原子炉格納容器内の不適切な異物管理の状況が明らかとなり、LOCA後にストレーナ等が閉塞し冷却機能を阻害する懸念が生じた。また、旧独立行政法人原子力安全基盤機構（JNES）の安全情報検討会における海外情報のスクリーニング等により、BWRだけでなくPWRにも同様の課題があることが明らかとなった。

5.1.1 BWRの対応

上記を受け、旧原子力安全・保安院（NISA）はBWR事業者に対して電気事業法に基づきストレーナ閉塞事象に関して保温材の実態調査、RG1.82 Rev.3に基づくストレーナの有効性評価及び暫定対策の報告を求め⁵⁴、その後、暫定対策の実施を求めた⁵⁵。BWR事業者からの報告内容は、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会の下に設置した安全評価ワーキンググループ（WG）において審議され、その結果を受けNISAは平成17年10月に「沸騰水型原子力発電設備における非常用炉心冷却設備及び格納容器除熱設備に係るろ過装置の性能評価及び構造強度評価について（内規）」⁵⁶を策定した。NISAはBWR事業者に対してECCSストレーナの設備上の対策を平成19年度末までに実施するよう指示し、BWR事業者は全てのBWRプラントの恒久対策を完了させた。

5.1.2 PWRの対応

PWRに対しては、NISAはBWR同様に保温材等の実態調査結果の報告を指示し⁵⁷、その後、暫定対策の実施を求めた⁵⁸。また、NISAはPWR事業者に対して、ストレーナの有効性を示す、又は設備上の対策案及びその有効性評価の方法について平成18年8月末までに報告するよう指示した⁵⁹。NISAは、JNESの化学影響に関する試験研究の成果⁶⁰及び海外の知見及び上述の小委員会等の議論を踏まえ、平成20年2月27日に「発電用原子力設備に関する技術

^(注22) NRCは本節に述べた下流側影響（機器、燃料・圧力容器）だけでなく、検討していた12分野全てに対して、これ以上の対応は不要と述べている²³。

基準を定める省令」(技術基準)及びその解釈を改定し、化学影響も考慮した上でECCS性能の要求を規定するとともに、BWRの審査基準にPWRも含める形で、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)」²として審査基準を改定した。NISAは、PWR事業者に対して新たな審査基準に従ったストレーナの有効性評価を実施し、改定後の省令に平成23年3月31日までに適合させるよう指示した⁶¹。NISAは改良型ストレーナの工事計画認可の審査を行い、これまでに全PWRプラントの審査が完了している。

本NRA技術ノート発行時においても、ストレーナ閉塞事象等に対する技術基準適合性の審査には、上記の内規²が用いられている。

5.2 下流側影響に係る状況

前節において「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価について(内規)」²の策定までの経緯を示した。この内規は米国で2003年11月に制定されたRG1.82 Rev.3をベースに作成されたが、米国では2012年12月にRG1.82 Rev.4へと改定され、この改定においては下流側機器への影響の評価手法としてWCAP-16406-P-Aが参照され、燃料集合体への下流側影響の評価手法としてWCAP-16530-NP-A、WCAP-16793-NPが参照される等、具体的な評価手法について言及されている。

現行の内規では、下流側影響への考慮としてストレーナの網目の粗さのみを規定しており、米国のような下流側影響の評価は要求していない。現在、原子力規制庁は下流側影響に対する国内事業者の取組みを聴取し、規制への反映の要否について検討中である^{3,4,5,6}。

6. まとめ

ストレーナ閉塞問題に係る下流側影響の考慮について既に規制化されている米国のPWR及びBWRプラントの下流側影響に関する規制動向を調査した。

NRCはGL2004-02を発出し、PWR事業者配管破断に伴い発生するデブリの影響(燃料集合体及び機器に関する下流側影響を含む)を考慮した場合のECCS又はCSSの再循環機能に影響がないことの評価を求めている。燃料集合体への下流側影響について、現在米国の規制ではRG1.82 Rev.4(実際には引用されているWCAP-16793-NP Rev.2)により、長期炉心冷却の基準として燃料被覆管表面温度は800°F(約427℃)を超えないこと及び燃料被覆管への付着物の厚さが0.05インチ(1.27mm)を超えないことが定められている。また、原子炉容器内繊維デブリの制限については15g/FAという制限が課されているが、これを満たせないプラントが多くあることから、NRCはプラント固有の試験や解析により制限を引き上げるオプションやリスク情報を用いたオプションによる解決を認めている。PWR事業者はこれらのオプションを選択し、燃料集合体への下流側影響への対応を行っている。機器に関する下流側影響については、WCAP-16406により評価済みである。

BWRプラントの下流側影響については、PWRプラントにおける知見を反映させるため

BWR事業者が規制の枠組みではなく、自主的活動として取組んだ。BWR事業者は、リスク情報を用いた手法により下流側影響について評価した。NRCはBWR事業者の評価結果を承認し、それ以上の対応は不要と結論した。

参考文献一覧

- 1 一般社団法人日本原子力学会、“標準委員会 用語辞典：2019”、AESJ-SC-TR014：2019、2020.
- 2 原子力安全・保安院、“非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）”、平成 20・02・12 原院第 5 号、2008.
- 3 原子力規制庁、“サンプルスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に関する米国の対応状況及びこれを踏まえた国内の対応について（案）”、第 42 回技術情報検討会、資料 42-1-2、2020.
- 4 原子力規制庁、“サンプルスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に関する事業者からの意見聴取結果について”、第 44 回技術情報検討会、資料 44-1-3、2021.
- 5 原子力規制庁、“サンプルスクリーンを通過したデブリが炉心に与える影響に関する BWR 事業者からの意見聴取結果について”、第 47 回技術情報検討会、資料 47-1、2021.
- 6 原子力規制庁、“非常用炉心冷却設備等に係るろ過装置の閉塞事象及びその後明らかになった課題への対応について”、第 35 回原子力規制委員会（令和 2 年度）、資料 6 別紙 2、2020.
- 7 日本原子力発電株式会社、“非常用炉心冷却システムストレーナ閉塞事象に関する報告について（敦賀発電所 1 号機及び 2 号機の報告書の提出について）”、2005.
- 8 NRC, “Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light-water nuclear power reactors”, 10 CFR 50.46, 2007.
- 9 原子力安全委員会、“軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針”、1992.
- 10 関西電力（株）、北海道電力（株）、四国電力（株）、九州電力（株）、日本原子力発電（株）、三菱重工業（株）、“サンプルスクリーン下流側炉内影響 LOCA 後の炉心長期冷却に係る検討”、第 14 回新規制要件に関する事業者意見の聴取にかかる会合、資料 14-1、2020.
- 11 NRC, “Containment Emergency Sump Performance”, Unresolved Safety Issue (USI) A-43, 1979.
- 12 NRC, “Water Source for Long-Term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant Accident”, Regulatory Guide 1.82 Revision 1, 1985.
- 13 NRC, “Unexpected Clogging of a Residual Heat Removal (RHR) Pump Strainer While Operating in Suppression Pool Cooling Mode”, Bulletin 95-02, 1995.
- 14 NRC, “Potential Plugging of Emergency Core Cooling Suction Strainers by Debris in Boiling-Water Reactors”, Bulletin 96-03, 1996.
- 15 BWROG, “Utility Resolution Guide for ECCS Suction Strainer Blockage Vol.2”, NEDO-32686-A, 1998.
- 16 NRC, “Water Source for Long-Term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant

- Accident", Regulatory Guide 1.82 Revision 2, 1996.
- 17 NRC, "Potential Issues Related to Emergency Core Cooling Systems (ECCS) Strainer Performance at Boiling Water Reactors", ML080500540, 2008.
 - 18 BWROG, "Phase II ECCS Suction Strainer Risk-Informed Analysis, (GEH Class I - Public) Part 1 of 3", BWROG-15039, 2015.
 - 19 BWROG, "Phase II ECCS Suction Strainer Risk-Informed Analysis, (GEH Class I - Public) Part 2 of 3", BWROG-15039, 2015.
 - 20 BWROG, "Phase II ECCS Suction Strainer Risk-Informed Analysis, (GEH Class I - Public) Part 3 of 3", BWROG-15039, 2015.
 - 21 BWROG, "Final Resolution of Potential Issues Related to Emergency Core Cooling Systems (ECCS) Strainer Performance at Boiling Water Reactors", BWROG17-3-381r0, 2017.
 - 22 NRC, "An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis", Regulatory Guide 1.174 Revision 2, 2011.
 - 23 NRC, "Closure of Potential Issues Related to Emergency Core Cooling Systems Strainer Performance at Boiling Water Reactors", ML18078A061, 2018.
 - 24 NRC, "Potential Impact of Debris Blockage on Emergency Recirculation during Design Basis Accidents at Pressurized-Water Reactors", NRC Generic Letter 2004-02, 2004.
 - 25 NRC, "Water Source for Long-Term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant Accident", Regulatory Guide 1.82 Revision 3, 2003.
 - 26 NRC, "Revised Content Guide for Generic Letter 2004-02 Supplemental Responses", ML073110269, 2007.
 - 27 Westinghouse Electric Company, LLC, "Evaluation of Downstream Sump Debris Effects in Support of GSI 191", WCAP-16406-P-A, Revision 1 (proprietary), 2007.
 - 28 Westinghouse Electric Company, LLC and AREVA NP, Inc., "Evaluation of Long-Term Cooling Considering Particulate, Fibrous and Chemical Debris in the Recirculation Fluid", WCAP-16793-NP-A, Revision 2, 2013.
 - 29 NRC, "Final Safety Evaluation for Topical Report WCAP-16793-NP-A, Rev.2, "Evaluation of Long-Term Cooling Considering Particulate, Fibrous and Chemical Debris in the Recirculation Fluid"", ML13084A161, 2013.
 - 30 NRC, "Water Source for Long-Term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant Accident", Regulatory Guide 1.82 Revision 4, 2012.
 - 31 Westinghouse Electric Company, LLC, "Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191", WCAP-16530-NP-A, 2008.
 - 32 NRC, "Closure Options for Generic Safety Issue – 191, Assessment of Debris Accumulation on Pressurized Water Reactor Sump Performance", SECY-12-0093, 2012.
 - 33 NRC, "Staff Requirements - SECY-12-0093 - Closure Options for Generic Safety Issue – 191,

- Assessment of Debris Accumulation on Pressurized-Water Reactor Sump Performance”, SRM-SECY-12-0093, 2012.
- 34 PWROG, “Submittal of WCAP-17788: "Comprehensive Analysis and Test Program for GSI-191 Closure (PA-SEE-1090)”, ML15210A668, 2015.
- 35 NRC, “Technical Evaluation Report of In-Vessel Debris”, ML19178A252, 2019.
- 36 NRC, “Closure of Generic Issue GI-191, "Assessment of Debris Accumulation on PWR Sump Performance””, ML19203A299, 2019.
- 37 NRC, “Closure Memorandum for Generic Safety Issue 191”, ML19157A120, 2019.
- 38 NRC, “U.S. Nuclear Regulatory Commission Staff Review Guidance for In-Vessel Downstream Effects Supporting Review of Generic Letter 2004-02 Responses”, ML19228A011, 2019.
- 39 NRC, “Water Source for Long-Term Recirculation Cooling Following a Loss-of-Coolant Accident”, Draft Regulatory Guide DG-1385, 2022.
- 40 NRC, “Safety Evaluation by the Office of Nuclear Reactor Regulation, Topical Report (TR) WCAP-16406-P, Revision 1, "Evaluation of Downstream Sump Debris Effects in Support of GSI-191", Pressurized Water Reactor Owners Group Project No. 694”, ML073520295, 2007.
- 41 NRC, “Sequoyah Nuclear Plant, Units 1 and 2 Closeout of Generic Letter 2004-02, "Potential Impact of Debris Blockage on Emergency Recirculation During Design Basis Accidents at Pressurized Water Reactors" (TAC NOS. MC4717 AND MC4718)”, ML14283A526, 2014.
- 42 NRC, “Sequoyah Nuclear Plant, Units 1 and 2 – Resolution of Issues Pertaining to Boric Acid Precipitation Related to the Closeout of Generic Letter 2004-002, "Potential Impact of Debris Blockage on Emergency Recirculation During Design Basis Accidents at Pressurized Water Reactors””, ML20143A272, 2020.
- 43 Westinghouse Electric Company, LLC and Framatome Inc., “Comprehensive Analysis and Test Program for GSI-191 Closure (PA-SEE-1090)”, WCAP-17788-NP, Volume 1, Revision 1, 2019.
- 44 Westinghouse Electric Company, LLC, “Comprehensive Analysis and Test Program for GSI-191 Closure (PA-SEE-1090) -Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) for GSI-191 Long-Term Cooling”, WCAP-17788-NP, Volume 2, Revision 1, 2019.
- 45 Westinghouse Electric Company, LLC, “Comprehensive Analysis and Test Program for GSI-191 Closure (PA-SEE-1090) -Cold Leg Break (CLB) Evaluation Method for GSI-191 Long Term Cooling”, WCAP-17788-NP, Volume 3, Revision 0, 2014.
- 46 Westinghouse Electric Company, LLC, “Comprehensive Analysis and Test Program for GSI-191 Closure (PA-SEE-1090) -Thermal-Hydraulic Analysis of Large Hot Leg Break with Simulation of Core Inlet Blockage”, WCAP-17788-NP, Volume 4, Revision 0, 2019.
- 47 Westinghouse Electric Company, LLC, “Comprehensive Analysis and Test Program for GSI-191 Closure (PA-SEE-1090) -Autoclave Chemical Effects Testing for GSI-191 Long-

- TermCooling”, WCAP-17788-NP, Volume 5, Revision 1, 2019.
- 48 Westinghouse Electric Company, LLC and Framatome Inc., “Comprehensive Analysis and Test Program for GSI-191 Closure (PA-SEE-1090) -Subscale Head Loss Test Program Report”, WCAP-17788-NP, Volume 6, Revision 1, 2019.
- 49 NRC, “South Texas Project, Units 1 and 2 – Issuance of Amendments Re: Changes to Design Basis Accident Analysis Using a Risk-Informed Methodology to Account for Debris in Containment (CAC NOS. MF2400 and MF2401)”, ML17038A223, 2017.
- 50 NRC, “BWROG Risk-Informed Debris Analysis –Staff Technical Evaluation”, ML18058A602, 2018.
- 51 BWROG, “NRC Resolution Meetings 2010 – Issue 02 – Redacted Non-Proprietary Information”, Presentation Materials for the November 17, 2010 Meeting Between the NRC and the BWR Owners’ Group, 2010.
- 52 BWROG, “Withdrawal of NEDC-33608P, ‘Boiling Water Reactor Emergency Core Cooling Suction Strainer In-Vessel Downstream Effects’, BWROG-11005, Submitted for NRC Staff Review on January 13, 2011”, BWROG-16030, 2016.
- 53 Structural Integrity Associates Calculation Package 1601367.301P, “Evaluation of LOCA Deposit Thickness and Impact on Cladding Temperature, Revision 0”.
- 54 経済産業省、”非常用炉心冷却系統ストレーナ閉塞事象に関する報告徴収について”、平成 16・06・24 原第 7 号、2004.
- 55 原子力安全・保安院、”非常用炉心冷却系統ストレーナ閉塞事象に係る暫定対策の実施について”、平成 17・04・22 原院第 1 号、2005.
- 56 原子力安全・保安院、”沸騰水型原子力発電設備における非常用炉心冷却設備及び格納容器除熱設備に係るろ過装置の性能評価及び構造強度評価について（内規）”、平成 17・10・13 原院第 4 号、2005.
- 57 経済産業省、”格納容器再循環サンプ閉塞事象に関する報告徴収について”、平成 16・06・24 原第 7 号、2004.
- 58 原子力安全・保安院、”格納容器再循環サンプスクリーン閉塞事象に係る暫定対策の実施について”、平成 17・04・22 原院第 1 号、2005.
- 59 原子力安全・保安院、”格納容器再循環サンプスクリーン閉塞事象に係る対応について”、平成 17・10・20 原院第 2 号、2005.
- 60 独立行政法人原子力安全基盤機構、”PWR サンプスクリーン閉塞に関する堆積形態と化学影響の評価”、JNES-SS-0703、2007.
- 61 原子力安全・保安院、”格納容器再循環サンプスクリーン閉塞事象に関する対応について”、平成 20・02・28 原院第 3 号、2008.

執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門

江口 裕 技術研究調査官

塚本 直史 主任技術研究調査官