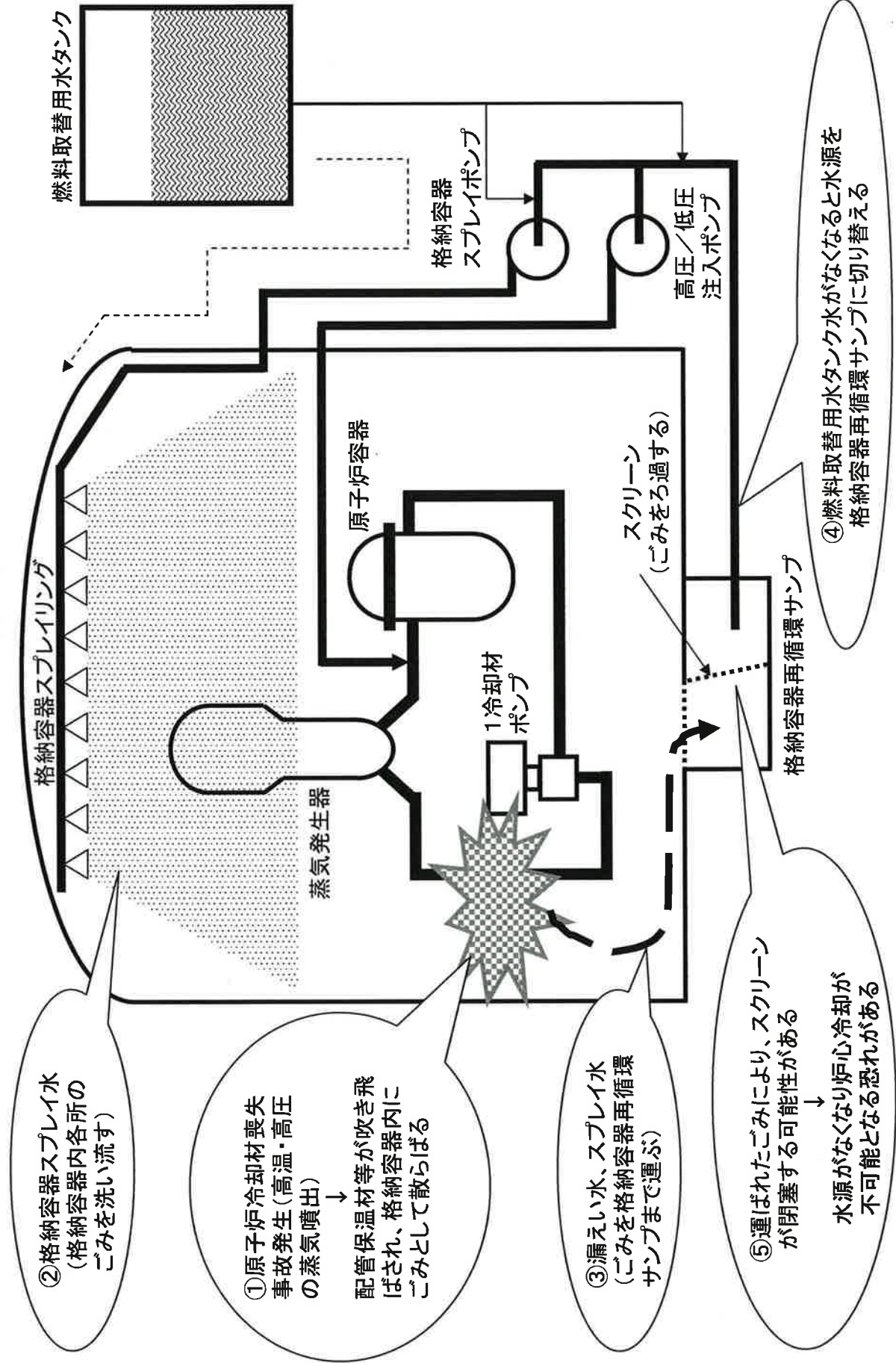


参考

格納容器再循環サンプルスクリーン閉塞事象について





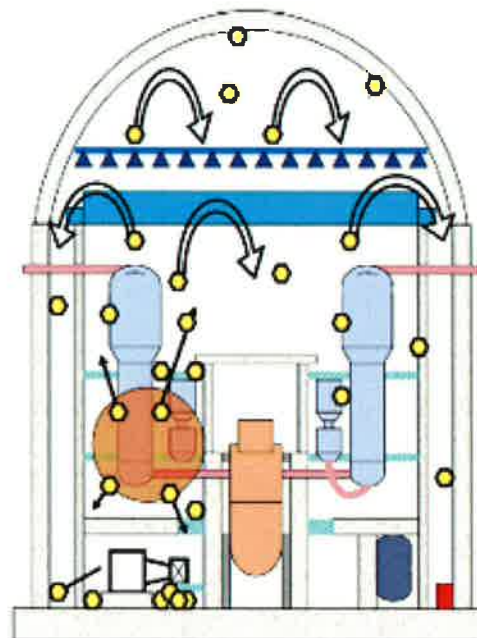
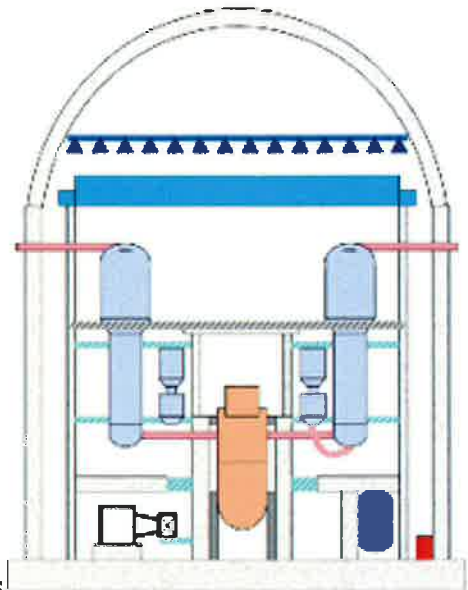
甲第
(43
号証
9
2

Home > Nuclear Reactors > Operating Reactors > Operational Experience > PWR Sump Performance > Description of the Safety Concern

Description of the Safety Concern

To function properly, the emergency core cooling system (ECCS) pumps need an adequate margin between the available net positive suction head (NPSH) and the required NPSH. Inadequate NPSH margin for the ECCS pumps could result in cavitation and their subsequent failure to deliver the amount of water needed during a design basis accident. The available NPSH is a function of the static head of water above the pump suction, the pressure of the atmosphere above the sump water surface, and the temperature of the pumped water at the suction of the pump.

If a loss-of-coolant accident occurred, piping thermal insulation and other materials in the vicinity of the rupture will be dislodged. A fraction of this dislodged insulation and other materials, such as paint chips and concrete dust, will be transported to the containment floor by the steam/water flows from the rupture and the containment sprays. Some of this debris may be transported to and accumulate on the containment sump screens of the ECCS.



The debris that accumulates on the sump screen forms a bed that acts as a filter. This accumulated debris on the containment sump screen may increase the differential pressure across the sump screen and thus decrease the net positive suction head margin (i.e., head loss) available to ECCS pumps. Excessive head loss across the debris bed may exceed the NPSH margin of the ECCS or containment spray pumps. For sump screens that are only partially submerged by water on the containment floor, excessive head loss across the debris bed may prevent water from entering the sump.

The purpose of the debris screen around containment sumps is to minimize the amount of debris entering the ECCS suction lines. Debris can block restrictions (i.e., openings) or damage components in the systems served by the ECCS pumps. However, excessive head loss, caused by debris accumulation on containment sump screens, can prevent or impede the flow of water into the core or containment (via containment spray).

The NRC is currently implementing its plan to have all pressurized water reactor licensees perform an evaluation of the potential for excessive head loss across the containment sump screen because of the accumulation of debris on the



containment sump screen.

 TOP

Page Last Reviewed/Updated Saturday, March 12, 2011

©2000- 2011 NRC

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)

INCIDENT No.		FOLLOW UP No.			NUPEC No.			ERF No. 772				
事象タイトル		仏PWRにおける再循環系異常事象							事象発生日			
									2003/12/31			
評価結果	評価日	レベル							事象のタイプ			
暫定 <input type="checkbox"/>	2004/01/07	尺度外	尺度未満/ レベル0	インシデント			事故				発電所 <input checked="" type="checkbox"/>	研究炉 <input type="checkbox"/>
最終 <input checked="" type="checkbox"/>				1	2	3	4	5	6	7	廃棄物処理 <input type="checkbox"/>	放射線源 <input type="checkbox"/>
国名				<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	照射/加速器施設 <input type="checkbox"/>	輸送 <input type="checkbox"/>
FRANCE		<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	燃料製造施設 <input type="checkbox"/>	燃料再処理施設 <input type="checkbox"/>
ロケーション		施設名 All NPP							研究施設 <input type="checkbox"/>	採鉱/精錬 <input type="checkbox"/>		
									濃縮施設 <input type="checkbox"/>	放射性同位体処理/取扱い施設 <input type="checkbox"/>		
										その他 <input type="checkbox"/>		

	YES	NO
人と環境への影響		
法定限度を上回る放出か?	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
公衆の過大被ばくか?	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
従業員の過大被ばくか?	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
施設における放射線バリアと管理への影響		
施設内の汚染の拡大か?	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
施設内の放射線バリアの損傷 (燃料損傷を含む) か?	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
深層防護の劣化	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
その他の情報		
負傷/死傷者の発生か?	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
問題の継続か?	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
プレス発表がされたか?	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

事象の概要

EdFはその全PWRにおいて、特定の事故条件下で再循環系サンプフィルターがデブリで目づまりを起す可能性があるとしてASNに連絡した。

当該サンプは原子炉格納容器底部にあり、事故時に一次系から大規模漏洩があったときに、漏洩水を回収して原子炉冷却を維持するために安全注入系に戻すものである。

フランス内外での最近の研究にもとづいて、ASNは2003年10月9日にEdFに対して、サンプフィルター目づまりの可能性について見解を出し、必要な場合には対策を提出するように命じた。EdFは回答の中で、きわめて可能性が低い事故(一次系配管の完全破断)時には、サンプフィルター目づまりの可能性は除外できないが、それよりも重要性が低い破断に対しては除外できると述べている。EdFは、当該問題を是正するための設備変更を検討しており、関連設備機器の改造を2005年に行うため、2004年4月までに対策をとるべく検討中であるとEdFは述べた。

EdFは関連設備機器の改造に先立って事故時における影響をできるだけ小さくするために、いろいろな検討を進めている。

ASNはIRSNの技術支援を受けてEdFからの提案を検討する予定である。

ASNは本事象が発電施設の安全に対する潜在的影響を考慮して、本一般事象をレベル2とした。

追加情報(仏語)は、www.asn.gouv.frにある。



Union of Concerned Scientists
Citizens and Scientists for Environmental Solutions

issue brief

Pressurized Water Reactor Containment Sump Failure

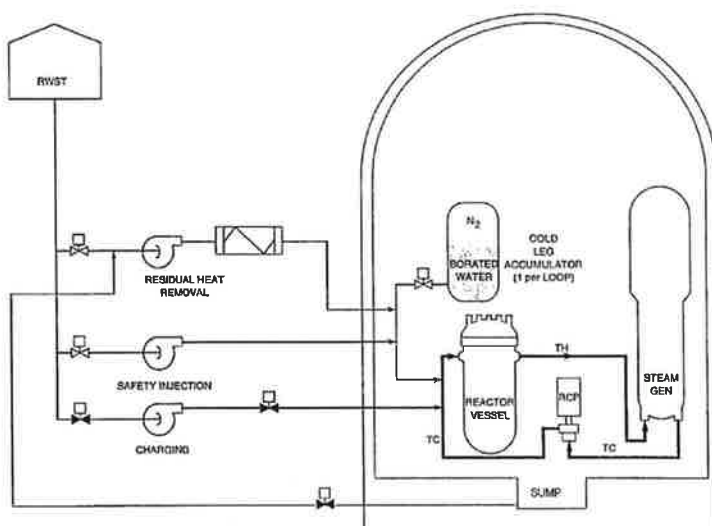
According to government reports, the odds that one of the nation's nuclear power reactors will have a serious accident in the next three years is about 1 in 3. This clear and present danger is virtually being ignored by the federal agency empowered to protect the public. Instead, this agency focuses its attention on improving the financial performance of the nuclear industry. The danger is failure of the containment sump during an accident at a nuclear plant with a pressurized water reactor. The cavalier agency is the Nuclear Regulatory Commission. The time is now to poke and prod the Nuclear Regulatory Commission into setting aside the industry's business for as long as it takes to eliminate this undue threat to public health and safety.

What is the pressurized water reactor containment sump problem?

Sixty-nine of the nation's 103 operating nuclear power units are pressurized water reactors (PWRs). The PWR gets its name from the fact that water flowing through the nuclear core inside the reactor vessel is maintained under high pressure (approximately 2,200 pounds per square inch) to prevent it from boiling even though it gets heated to over 500°F. The hot water flows from the reactor vessel to two or more steam generators inside the containment building. The hot water flows through thin metal tubes inside the steam generators. Lower pressure water on the outside of the tubes absorbs heat passing through the tube walls and boils to produce the steam that spins a turbine/generator to make electricity. The water coming out of the steam generator tubes – about 20°F cooler – is pumped back to the reactor vessel to be reused.

If the reactor vessel gets a hole in it, or the piping between the reactor vessel and steam generators breaks, or a relief valve opens, the high pressure forces water out through the opening very rapidly. This is called a loss of coolant accident (LOCA), because the water removes heat produced by the nuclear fuel, thus cooling it. If this heat is not removed, the nuclear fuel will be damaged from overheating.

When plant sensors detect a LOCA, such as by the rapid drop in pressure inside the reactor vessel, safety features automatically begin to supply makeup water. For example, the charging and safety injection pumps will automatically supply makeup water taken from the refueling water storage tank (RWST).



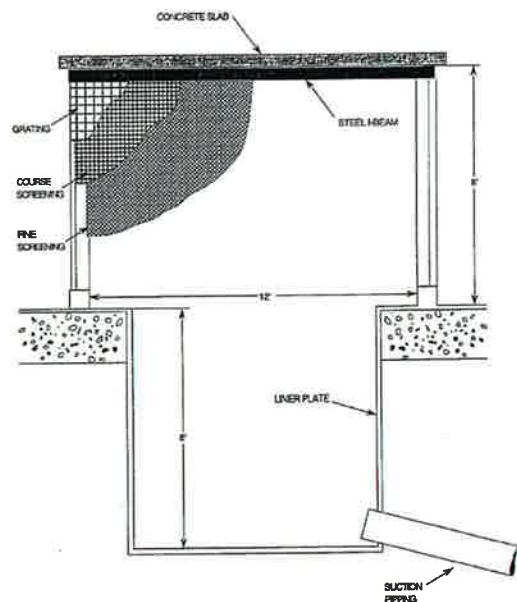
Even if the RWST were infinitely large or if a backup to the RWST was available, at some point the operators must switchover the source of makeup water from the RWST to the containment sump. Recall that the makeup water is needed to compensate for the water pouring out through a broken pipe or open relief valve. This spilled water drains to the basement of the containment where the sump is located. If only outside water is used, the containment would fill up with water, submerging electrical equipment inside containment that must operate and challenging the

Pressurized Water Reactor Containment Sump Failure

structural integrity of the containment by the sheer weight of the rising water. So, operators close the valves from the RWST and open the valves from the sump so that the pumps recycle the water inside containment.

What is the containment sump?

The containment sump is more than an open pit as illustrated in the simplified diagram. The sump is covered by screens to prevent debris from fouling the emergency pumps. The configuration of the containment sumps and their protective screens vary from reactor to reactor, but the figure shows a typical arrangement. The mesh-size of the fine screening determines the largest debris particle entering the containment sump and therefore the safety pumps when they stop getting their water from the RWST.



Where does the debris come from?

The high-pressure water escaping through a broken pipe essentially scours thermal insulation and protective coatings (i.e., paint) off adjacent piping, equipment and structures. After creating debris, the water transports it to the containment sump.



Screen of 1/8-in. Mesh Opening Obstructed by Cal-Sil (Small Yellow Lumps) and Fiberglass (Uniform Translucent Mat). Close Inspection Reveals Very Small to Microscopic Cal-Sil Granules Imbedded in a Complex Fiber Mat. The Broken Bed to the Right of the Photo Was Damaged During Screen Removal. Nominal Fiber Thickness is 1/10-in.



Typical Nukon fiberglass insulation debris used in transport testing.

How much of the debris generated during a LOCA has to be transported to the containment sump to block its screens?

According to an NRC report, it takes less than 10 percent of the fibrous material generated during a small-break LOCA to clog the containment sump screens at 19 PWRs.¹ For particulate matter like paint chips, it's even worse: less than 10 percent of the particulate matter generated during a small-break LOCA will clog the containment sump screens at 31 PWRs.² For particulate matter generated by a large-break

¹ D. V. Rao, B. Letellier, C. Shaffer, S. Ashbaugh, and L. Bartlein, Los Alamos National Laboratory, "GSI-191: Parametric Evaluations for Pressurized Water Reactor Recirculation Sump Performance," Figure 5-10, August 2001.

² D. V. Rao, B. Letellier, C. Shaffer, S. Ashbaugh, and L. Bartlein, Los Alamos National Laboratory, "GSI-191: Parametric Evaluations for Pressurized Water Reactor Recirculation Sump Performance," Figure 5-11, August 2001.

Pressurized Water Reactor Containment Sump Failure

LOCA, it's worst: less than 2 percent of the debris is needed to clog the containment sump screens at 41 PWRs.³

How likely is it that the debris generated during a LOCA will clog the containment sumps?
According to an NRC report:⁴

Containment Sump Failure Potential	Small-break LOCA	Medium-break LOCA	Large-break LOCA
Very Likely	36% of PWRs	45% of PWRs	77% of PWRs
Likely	10%	9%	10%
Possible	6%	9%	1%
Unlikely	48%	37%	12%

Thus, it is very likely that 77 percent of the PWRs experiencing a large-break loss of coolant accident will encounter containment sump failure due to clogging. Only 12 percent of the PWRs are unlikely to experience this problem.

What happens if the containment sump fails during an accident?

Containment sump failure during an accident either prevents or severely impairs the proper functioning of key safety systems needed to keep the reactor core and containment cool. When the reactor core is not adequately cooled, it can overheat and release its radioactive contents into containment. When the containment is not adequately cooled, it can overheat and discharge its radioactive contents to the atmosphere.

According to an NRC report, the potential for containment sump failure increases the probability of reactor core damage for the average PWR by nearly two orders of magnitude (i.e., a factor of 100) to 1.462×10^{-3} per reactor year.⁵ Put another way, the probability of having a PWR experience core damage rises to 1 in 684 years. It is the NRC's current plan to have PWR owners fix the containment sump issue by January 2007.

What is the risk of waiting until January 2007 to fix this problem?

$$\frac{1.462 \times 10^{-3}}{\text{reactor-yr}} * 68 \text{ reactors}^6 * 3.46 \text{ years} = 34 \text{ percent}$$

So, according to NRC's data, there's about a 34 percent chance that one of the 68 PWRs will experience core damage between now and the time that the agency intends to fix the containment sump problem.

What is the risk benefit of NOT waiting until January 2007 to fix this problem?

If resolution of the containment sump problem were in the NRC's rear-view mirror instead of out its front window, the probability of reactor core damage for the average PWR would drop to 1.66×10^{-5} per reactor year.⁷ The risk in any given year of a PWR accident would become:

³ D. V. Rao, B. Letellier, C. Shaffer, S. Ashbaugh, and L. Bartlein, Los Alamos National Laboratory, "GSI-191: Parametric Evaluations for Pressurized Water Reactor Recirculation Sump Performance," Figure 5-12, August 2001.

⁴ D. V. Rao, B. Letellier, C. Shaffer, S. Ashbaugh, and L. Bartlein, Los Alamos National Laboratory, "GSI-191: Parametric Evaluations for Pressurized Water Reactor Recirculation Sump Performance," Table ES-1, August 2001.

⁵ J. L. Darby, W. Thomas, D. V. Rao, B. C. Letellier, S. G. Ashbaugh, and M. T. Leonard, Los Alamos National Laboratory, NUREG/CR-6771, "GSI-191: The Impact of Debris Induced Loss of ECCS Recirculation on PWR Core Damage Frequency," page D-6, August 2002.

⁶ 68 reactors is used here because a single PWR, the Davis-Besse nuclear plant in Ohio, has already fixed this problem.

Pressurized Water Reactor Containment Sump Failure

$$\frac{1.660 \times 10^{-5}}{\text{reactor-yr}} * 68 \text{ reactors} * 1.0 \text{ year} = 0.1 \text{ percent}$$

By fixing the problem this year, the NRC could tell the American public that their numbers show a 99.9 percent chance of not having a PWR accident next year. They cannot truthfully make this statement otherwise.

Can the PWR containment sump problem be fixed in only one year?

Yes, it can and it has. The Davis-Besse nuclear plant is the only PWR in the United States to have addressed the containment sump problem and fixed it. The plant's owner determined Davis-Besse had a containment sump problem in September 2002.⁸ Within a year, the plant's owner developed and installed an improved containment sump arrangement that features screens with 25 times the surface area. It takes much more debris to clog the larger sumps screens. In addition, the plant's owner removed lots of potential debris from containment and reinforced materials remaining inside containment to make it less likely that they will become debris in event of an accident.⁹

So, the PWR containment sump problem can be fixed within a year. Davis-Besse proved it beyond a shadow of any doubt.

Why will the NRC take many years to fix a serious safety problem that can be fixed in less than a year?

The NRC's priority is on the financial health of the nuclear industry, not on public health. The NRC began "solving" the PWR containment sump problem in September 1996 and currently plans on finally solving the problem in January 2007. That's 10.3 years – IF the NRC delivers as promised. A decade to solve a single safety problem affecting 68 pressurized water reactors. The absurdity of this pace is evident many ways, including the following ones:

- It took less than 10.3 years from the day that the NRC received the application to build the reactor for exactly half of the 68 PWRs afflicted with the PWR containment sump problem to split atoms for the first time. In other words, the NRC was able to issue the construction permits and then the operating licenses for these PWRs faster than they can resolve just one safety issue.
- The NRC has a goal of approving all requests by plant owners to amend their operating licenses (e.g. to reduce the frequency of safety tests and inspections and to increase the maximum output of the reactors) within 2 years. The NRC expects to get about 1,500 such business requests each year and to dutifully approve them ASAP.¹⁰ The NRC meets this goal.
- The NRC has approved 20-year extensions to the original 40-year operating licenses for 12 of the 68 PWRs afflicted with the containment sump problem.¹¹ It took the NRC less than 3 years to review and approve these license renewal applications.
- It took less than 1 year for the PWR containment sump problem to be fixed at Davis-Besse.

⁷ J. L. Darby, W. Thomas, D. V. Rao, B. C. Letellier, S. G. Ashbaugh, and M. T. Leonard, Los Alamos National Laboratory, NUREG/CR-6771, "GSI-191: The Impact of Debris Induced Loss of ECCS Recirculation on PWR Core Damage Frequency," page D-4, August 2002.

⁸ Letter dated November 4, 2002, from FirstEnergy Nuclear Operating Company to the Nuclear Regulatory Commission, "LER 2002-05 / Davis-Besse Nuclear Power Station, Unit No. 1 / Date of Occurrence – September 4, 2002."

⁹ Letter dated May 21, 2003, from FirstEnergy Nuclear Operating Company to the Nuclear Regulatory Commission, "LER 2002-05-2 / Davis-Besse Nuclear Power Station, Unit No. 1 / Date of Occurrence – September 4, 2002."

¹⁰ Letter dated July 3, 2002, from NRC Chairman Meserve to the US Congress.

¹¹ See <http://www.nrc.gov/reactors/operating/licensing/renewal/applications.html>

Pressurized Water Reactor Containment Sump Failure

Who is exposed to undue risk?

Anyone living near any one of the following PWRs is at unnecessarily high risk as long as NRC allows the reactors to operate seriously impaired by the containment sump problem:

<u>PWR Name</u>	<u>Location</u>
Farley 1	Dothan, AL
Farley 2	Dothan, AL
Arkansas Nuclear One 1	Russellville, AR
Arkansas Nuclear One 2	Russellville, AR
Palo Verde 1	Wintersburg, AZ
Palo Verde 2	Wintersburg, AZ
Palo Verde 3	Wintersburg, AZ
Diablo Canyon 1	Avila Beach, CA
Diablo Canyon 2	Avila Beach, CA
San Onofre 2	San Clemente, CA
San Onofre 3	San Clemente, CA
Millstone 2	Waterford, CT
Millstone 3	Waterford, CT
Crystal River 3	Red Level, FL
St. Lucie 1	Hutchinson Island, FL
St. Lucie 2	Hutchinson Island, FL
Turkey Point 3	Florida City, FL
Turkey Point 4	Florida City, FL
Vogtle 1	Waynesboro, GA
Vogtle 2	Waynesboro, GA
Braidwood 1	Braidwood, IL
Braidwood 2	Braidwood, IL
Byron 1	Rockford, IL
Byron 2	Rockford, IL
Wolf Creek	Burlington, KS
Waterford 3	Taft, LA
Calvert Cliffs 1	Lusby, MD
Calvert Cliffs 2	Lusby, MD
DC Cook 1	Bridgman, MI
DC Cook 2	Bridgman, MI
Palisades	South Haven, MI
Prairie Island 1	Red Wing, MN
Prairie Island 2	Red Wing, MN
Callaway	Fulton, MO
McGuire 1	Cornelius, NC
McGuire 2	Cornelius, NC
Shearon Harris	New Hill, NC
Fort Calhoun	Fort Calhoun, NE
Seabrook	Seabrook, NH
Salem 1	Salem, NJ
Salem 2	Salem, NJ
Indian Point 2	Buchanan, NY
Indian Point 3	Buchanan, NY
R. E. Ginna	Ontario, NY
Beaver Valley 1	Shippingport, PA
Beaver Valley 2	Shippingport, PA
Three Mile Island 1	Londonderry Township, PA

Pressurized Water Reactor Containment Sump Failure

<u>PWR Name</u>	<u>Location</u>
Catawba 1	Clover, SC
Catawba 2	Clover, SC
H. B. Robinson 2	Hartsville, SC
Oconee 1	Seneca, SC
Oconee 2	Seneca, SC
Oconee 3	Seneca, SC
Virgil C. Summer	Parr, SC
Sequoyah 1	Soddy-Daisy, TN
Sequoyah 2	Soddy-Daisy, TN
Comanche Peak 1	Glen Rose, TX
Comanche Peak 2	Glen Rose, TX
South Texas Project 1	Palacios, TX
South Texas Project 2	Palacios, TX
North Anna 1	Mineral, VA
North Anna 2	Mineral, VA
Surry 1	Gravel Neck, VA
Surry 2	Gravel Neck, VA
Kewaunee	Carlton, WI
Point Beach 1	Two Rivers, WI
Point Beach 2	Two Rivers, WI

What can you do?

If you work at the Davis-Besse nuclear plant, pat yourself on the back for voluntarily fixing a serious safety problem and being the first PWR in the United States to have done so.

If you work for the NRC, put aside the license renewal applications and power uprate amendment requests until this PWR containment sump problem is fixed.

If you are a member of the US Congress, ask the NRC why it is putting the financial safety of the nuclear industry ahead of public safety.

If you live near one of the 68 PWRs, tell the NRC (opa@nrc.gov) or your US Senators and/or Representative that you want the NRC to fix the PWR containment sump problem THIS year.

What will UCS do?

UCS will interface with the NRC trying to get the PWR containment sump problem fixed sooner rather than later. And we will interface with the US Congress, the media, and people living around the unnecessarily dangerous reactors to try to pressure the NRC to fix this problem THIS year.

Prepared by: David Lochbaum
Nuclear Safety Engineer
Union of Concerned Scientists
dlochbaum@ucsusa.org

加圧水型原子炉格納容器サンプ故障（訳文）

政府の報告書によると、国内の原子力発電所でこれからの3年間に深刻な事故が起こる確率は3分の1である。これは明らかであり、そして、いま現在の危険性については公衆を防護する権限が与えられている連邦機関によって実質上無視されたままである。その代わりに、その機関は原子力産業の財務上の成果を向上させるためにその関心を集中している。その危険性というのは加圧水型原子炉の原子力発電所におけるある事故の際に、その格納容器サンプが故障するということである。そのいいかげんな機関というのは原子力規制委員会である。時間は原子力規制委員会が、公衆の健康と安全に対するこのはなはだしい脅威を除去する責任を負う間、その産業のビジネスを脇にやるようにせっついている。

加圧水型原子炉格納容器サンプ問題とは何か？

国内で稼働している103基の原子力発電設備のうち69基は加圧水型原子炉（PWR）である。PWRのその名前の由来は、原子炉容器内の原子炉炉心を通過する水が華氏500度以上に加熱されても沸騰しないように高い圧力（平方インチ当たり約2200ポンド）に保持されているという事実である（訳注： $500\text{ }^{\circ}\text{F} = 260\text{ }^{\circ}\text{C}$ 、 $2200\text{ lb/inch}^2 = 155\text{ kg/cm}^2$ ）。格納容器の中では、その高温水は原子炉容器から2基ないしそれ以上の蒸気発生器に流れる。高温水は蒸気発生器内の細い金属管を通して流れる。その管の外側では圧力のより低い水がその管壁を通じて伝わる熱を吸収し、電気を生み出すためにタービン発電器を回転させる蒸気をつくるために沸騰する。蒸気発生器の管から出てきた水は、華氏でおおよそ20度くらい低いが、再利用されるために原子炉容器にポンプで戻される。

もしも原子炉容器に穴があいたら、あるいはその容器と蒸気発生器との間の配管が折れたら、またはどこかの安全弁が開いたとすると、その高圧がその開口部から極めて急速に水を押し出す。これは冷却材喪失事故（LOCA）とよばれるが、というのはその水が核燃料によって生み出される熱を除去している、すなわち、それを冷やしているからである。もしもこの熱が除去されないとすれば、核燃料は過熱によって損傷をうけることになる。

プラントの監視装置が、原子炉容器内の圧力の急速な低下によるなどしてLOCAを検知すると、補充水の供給を安全装置が自動的に開始する。例えば、充填ポンプや安全注入ポンプが、燃料取替用水タンク（RWST）からの補充水を自動的に供給するだろう。そのRWSTが無限に大きいとしても、あるいは、そのRWSTへの代替が利用可能であるとしても、いずれかの時点において運転員は、補充水の水源をRWSTから格納容器サンプに切り換えなければならない。その補充水は破断した配管や開いた逃し弁から流れ出る水を補償する必要のあることを想起して欲しい。溢れた水はそのサンプが位置する格納容器の地階に排出

される。もしも外部の水だけが用いられるとすると、その格納容器は水で満杯になり、働かなければならない格納容器内の電気機器が水没し、増水する水の純然たる重みによる格納容器の構造健全性が試されることになる。したがって、運転員は、格納容器内部で水がポンプで循環するように、RWST からの弁を閉じサンプからの弁を開けるのである。

格納容器サンプとは何か？

格納容器サンプというのは単純化した模式図に示しているようなある開口孔であるとしてすむものではない。サンプはゴミがその緊急ポンプを汚染するのを防ぐためにスクリーンによって覆われている。格納容器サンプやその防護スクリーンの設備は原子炉毎に異なるので、その図には典型的な設備が示されている。細かいスクリーンの網目サイズは、彼らが RWST から水を得ると止めたときに、格納容器サンプに入ってくる、したがって、安全ポンプに入ってくる最も大きなゴミの粒子を決定することになる。

そのゴミはどこからやってくるのか？

破損配管から抜け出る高圧水は基本的に配管や装置、構造材に近接する断熱材と保護膜（すなわち塗料）とを洗い落とす。ゴミが発生した後に、その水はそれを格納容器サンプに運ぶ。

そのスクリーンを塞ぐには LOCA の際に発生するゴミのどれだけが格納容器サンプに運ばれなければならないか？

NRC の報告書によると、ある小破断 LOCA 時に生成する繊維状物質の 10%以下で 19 基の PWR においては格納容器サンプのスクリーンが詰まってしまう[1]。塗料の破片のような粒子状物質については、更に悪く：ある小破断 LOCA 時に生成する粒子状物質の 10%以下で 31 基の PWR においては格納容器サンプのスクリーンが詰まってしまう[2]。大破断 LOCA によって生成する粒子状物質については、それは最悪で：格納容器サンプのスクリーンが詰まるには 2%以下のゴミが必要である[3]。

ある LOCA で発生するゴミが格納容器サンプを詰まらせるのはどのくらい確実か？

NRC の報告書によると[4]：
格納容器サンプ故障の可能性

格納容器サンプ故障の可能性	小破断 LOCA	中破断 LOCA	大破断 LOCA
非常に起こりそうである	PWR の 36%	PWR の 45%	PWR の 77%
起こりそうである	10%	9%	10%
おそらく起こる	6%	9%	1%
起こりそうにない	48%	37%	12%

このように、大破断冷却材喪失事故を経験する PWR の 77% は、目詰まりによる格納容器サンプ破損に直面することになる。わずか 12% の PWR だけがこの問題を経験しそうでないだけである。

事故の際に格納容器サンプが故障すると何が起こるか？

事故時の格納容器サンプの故障は原子炉炉心と格納容器を冷やし続けるのに必要とされる鍵となる安全系の適切な機能を妨害するあるいは非常に悪くする。原子炉炉心が十分に冷却されない時には、それは過熱しその放射性内容物を格納容器内に放出することが出来る。格納容器が十分に冷却されない時には、それは過熱し放射性内容物を環境中にまき散らすことが出来る。

NRC の報告書によると、格納容器サンプが故障する可能性は平均的な PWR について原子炉炉心損傷の確率をほぼ 2 桁近く（すなわち、100 倍）増加させ、 1.462×10^{-3} / 炉年とする[5]。別の言い方では、あるひとつの PWR が炉心損傷を経験する確率は 684 年に 1 回である。その格納容器サンプの問題を 2007 年 1 月までに PWR 所有者に片づけさせるというのが NRC の現時点での計画である。

この問題の解決を 2007 年 1 月まで待つことのリスクはどういうものか？

$1.462 \times 10^{-3} * 68 \text{ 原子炉} [6] * 3.46 \text{ 年} = 34\% / \text{炉年}$ [10⁻³ は 10 の 3 乗分の 1]
 このように、NRC のデータによれば、68 基ある PWR の一つが、現在からその機関が格納容器サンプ問題を解決しようと意図しているその時までの間に炉心損傷を経験するのはおよそ 34% であるということになる。

この問題の解決を 2007 年 1 月まで待たないことのリスク・利益は何か？

格納容器サンプ問題の解決が NRC のフロントガラスの外ではなくてバックミラーの中にあるとすれば、平均的な PWR についての原子炉炉心損傷の確率は 1.66×10^{-5} / 炉年に下が

るだろう[7]。あるひとつの PWR 事故がいずれかの年に起こるリスクは次のようになる：
 $1.660 \times 10^{-5} * 68 \text{ 原子炉} * 1.0 \text{ 年} = 0.1 \% / \text{炉年}$

その問題を今年中に解決することによって、NRC はアメリカの公衆にそれらの数字は次の年には PWR の事故が起こらない確率は 99.9%であることを示すことができるのであるが。彼らは正直にこの声明をなすことが出来ないのである。

PWR の格納容器サンプ問題はたった 1 年間で処理できるのか？

そうだ、それは可能であるし出来たのだ。デービス・ベッセ原子力発電所は格納容器サンプ問題が指摘され処理された合衆国ないでは唯一の PWR である。その発電所の所有者はデービス・ベッセが格納容器サンプ問題を持っていると 2002 年 9 月に確定した[8]。1 年以内に、その発電所の所有者は改善した格納容器サンプ設備を開発し設置した、それは表面積が 2.5 倍になったスクリーンを備えている。そのより大きくなったサンプのスクリーンを詰まらせるにはより大量のゴミが必要となる。それに加えて、その発電所の所有者は格納容器内から潜在的なゴミの多くを取り除き、事故が起こった際にゴミになってしまいそうな格納容器内に残っている物を補強した[9]。

このように、PWR の格納容器サンプ問題は 1 年以内に処理できるのである。デービス・ベッセがいかなる疑問の余地もなくそれを証明したのだ。

どうして NRC は 1 年のうちに処理できるような深刻な安全問題の解決に何年もかけるのだろうか？

NRC の優先度は公衆の健康ではなくて、原子力産業の財務上の健康におかれている。NRC は PWR の格納容器サンプ問題の「解決」を 1996 年 9 月に開始し、現時点では 2007 年 1 月に終わらせると計画している。それは 10.3 年間だ、もしも NRC が約束通りにするのならば。68 基の加圧水型原子炉に影響するたった一つの安全問題を解決するのに 10 年。このペースの馬鹿さ加減は多くのやり方から明らかであるが、次のようなものがあげられる；

- ・ PWR の格納容器サンプ問題にさいなまされている 68 基の PWR の内の正確に半数について、NRC が原子炉を建設申請を受けた日から最初に原子を分裂させるまでに 10.3 年もかかっていない。別の言い方をすると、NRC は彼らがたったひとつの安全問題を解決するよりも早く、これらの PWR に対して建設許可を出しそして運転許可を出すことが出来るのである。

・NRC は発電所所有者による運転許可訂正の要請（例えば、安全試験と検査の頻度を下げ、原子炉の最大出力を上げる）の全てを2年以内に許可するという目標を持っている。NRC は各年毎にそのようなおよそ1500件のビジネスの要請を受け、従順にそれらの ASAP を認めることを期待している[10]。NRC はこの目標を守っている。

・その格納容器サンプ問題にさいなまされている68基の PWR のうちの12基に対して、NRC は元々40年間だった運転許可を20年延長する許可を与えてきている[11]。NRC はこれらの運転許可の更新申請を審査し許可するのに3年以下しかかけていない。

・その PWR 格納容器サンプ問題をデータベース・ベッセで処理するには1年を要しなかった。

誰が危険にさらされるのか？

NRC がその格納容器サンプ問題によって深刻な問題を抱えている原子炉の運転を許容する限り、次にあげるいずれかひとつの PWR の周辺に住む全ての人々が不必要な高いリスクのもとにおかれる：

PWR の名前	所在地
Farley 1	Dothan, AL
Farley 2	Dothan, AL
Arkansas Nuclear One 1	Russellville, AR
Arkansas Nuclear One 2	Russellville, AR
Palo Verde 1	Wintersburg, AZ
Palo Verde 2	Wintersburg, AZ
Palo Verde 3	Wintersburg, AZ
Diablo Canyon 1	Avila Beach, CA
Diablo Canyon 2	Avila Beach, CA
San Onofre 2	San Clemente, CA
San Onofre 3	San Clemente, CA
Millstone 2	Waterford, CT
Millstone 3	Waterford, CT
Crystal River 3	Red Level, FL

St. Lucie 1	Hutchinson Island, FL
St. Lucie 2	Hutchinson Island, FL
Turkey Point 3	Florida City, FL
Turkey Point 4	Florida City, FL
Vogtle 1	Waynesboro, GA
Vogtle 2	Waynesboro, GA
Braidwood 1	Braidwood, IL
Braidwood 2	Braidwood, IL
Byron 1	Rockford, IL
Byron 2	Rockford, IL
Wolf Creek	Burlington, KS
Waterford 3	Taft, LA
Calvert Cliffs 1	Lusby, MD
Calvert Cliffs 2	Lusby, MD
DC Cook 1	Bridgman, MI
DC Cook 2	Bridgman, MI
Palisades	South Haven, MI
Prairie Island 1	Red Wing, MN
Prairie Island 2	Red Wing, MN
Callaway	Fulton, MO
McGuire 1	Cornelius, NC
McGuire 2	Cornelius, NC
Shearon Harris	New Hill, NC
Fort Calhoun	Fort Calhoun, NE
Seabrook	Seabrook, NH
Salem 1	Salem, NJ
Salem 2	Salem, NJ
Indian Point 2	Buchanan, NY
Indian Point 3	Buchanan, NY
R. E. Ginna	Ontario, NY
Beaver Valley 1	Shippingport, PA

Beaver Valley 2	Shippingport, PA
Three Mile Island 1	Londonderry Township, PA
Catawba 1	Clover, SC
Catawba 2	Clover, SC
H. B. Robinson 2	Hartsville, SC
Oconee 1	Seneca, SC
Oconee 2	Seneca, SC
Oconee 3	Seneca, SC
Virgil C.	Summer Parr, SC
Sequoyah 1	Soddy-Daisy, TN
Sequoyah 2	Soddy-Daisy, TN
Comanche Peak 1	Glen Rose, TX
Comanche Peak 2	Glen Rose, TX
South Texas Project 1	Palacios, TX
South Texas Project 2	Palacios, TX
North Anna 1	Mineral , VA
North Anna 2	Mineral , VA
Surry 1	Gravel Neck, VA
Surry 2	Gravel Neck, VA
Kewaunee	Carlton, WI
Point Beach 1	Two Rivers, WI
Point Beach 2	Two Rivers, WI

あなたには何ができるか？

もしもあなたがデービス・ベッセ原子力発電所で働いているならば、深刻な安全問題を自発的に処置し合衆国でそれをなし遂げた最初の PWR になったということについてあなたの肩を自分でたたいて激励してください。

もしもあなたが NRC で働いているのならば、更新申請の許可や出力増強の修正要請を、この PWR 格納容器サンプ問題がすむまでは脇においてください。

もしもあなたが合衆国議会のメンバーならば、NRC に公衆の安全よりも原子力産業の財務上の安全を優先させるのはどうしてなのか質問してください。

もしもあなたが68基のPWRの近くに住んでいるならば、NRC (opa@nrc.gov) か、あなたの合衆国上院議員か合衆国下院議員あるいはその両方に、あなたがNRCに今年中にPWR格納容器サンプ問題を処理してほしいことを伝えてください。

UCSは何をするか？

UCSはNRCがPWR格納容器サンプ問題を後にではなくて速やかに処理するよう努力するように接触する。さらに我々は合衆国議会、マスメディア、不必要に危険な原子炉の周辺に住む人々と接触し、NRCがこの問題を今年中に処理するように努力する。

Prepared by: David Lochbaum

ダビッド・ロッシュバウムによる

原子力安全工学者

憂慮する科学者同盟

dlochbaum@ucsusa.org

参考文献

[1] D. V. Rao, B. Letellier, C. Shaffer, S. Ashbaugh, and L. Bartlein, Los Alamos National Laboratory, "GSI-191: Parametric Evaluations for Pressurized Water Reactor Recirculation Sump Performance," Figure 5-10, August 2001.

[2] D. V. Rao, B. Letellier, C. Shaffer, S. Ashbaugh, and L. Bartlein, Los Alamos National Laboratory, "GSI-191: Parametric Evaluations for Pressurized Water Reactor Recirculation Sump Performance," Figure 5-11, August 2001.

[3] D. V. Rao, B. Letellier, C. Shaffer, S. Ashbaugh, and L. Bartlein, Los Alamos National Laboratory, "GSI-191: Parametric Evaluations for Pressurized Water Reactor Recirculation Sump Performance," Figure 5-12, August 2001.

[4] D. V. Rao, B. Letellier, C. Shaffer, S. Ashbaugh, and L. Bartlein, Los Alamos National

Laboratory, "GSI-191: Parametric Evaluations for Pressurized Water Reactor Recirculation Sump Performance," Table ES-1, August 2001.

[5] J. L. Darby, W. Thomas, D. V. Rao, B. C. Letellier, S. G. Ashbaugh, and M. T. Leonard, Los Alamos National Laboratory, NUREG/CR-6771, "GSI-191: The Impact of Debris Induced Loss of ECCS Recirculation on PWR Core Damage Frequency," page D-6, August 2002.

[6] 68 reactors is used here because a single PWR, the Davis-Besse nuclear plant in Ohio, has already fixed this problem.

[7] J. L. Darby, W. Thomas, D. V. Rao, B. C. Letellier, S. G. Ashbaugh, and M. T. Leonard, Los Alamos National Laboratory, NUREG/CR-6771, "GSI-191: The Impact of Debris Induced Loss of ECCS Recirculation on PWR Core Damage Frequency," page D-4, August 2002.

[8] Letter dated November 4, 2002, from FirstEnergy Nuclear Operating Company to the Nuclear Regulatory Commission, " LER 2002-05 / Davis-Besse Nuclear Power Station, Unit No. 1 / Date of Occurrence - September 4, 2002."

[9] Letter dated May 21, 2003, from FirstEnergy Nuclear Operating Company to the Nuclear Regulatory Commission, " LER 2002-05-2 / Davis-Besse Nuclear Power Station, Unit No. 1 / Date of Occurrence - September 4, 2002."

[10] Letter dated July 3, 2002, from NRC Chairman Meserve to the US Congress.

[11] See <http://www.nrc.gov/reactors/operating/licensing/renewal/applications.html>

格納容器内のエアフィルタの使用箇所と材質、使用量

大飯3号機および4号機

機器名称(注)	設置位置	フィルタ名称	材質	使用量
格納容器再循環ユニット(×4)	EL38.7m(各ループ室外)	粗フィルタ	ガラスファイバ	64枚 ^{※1} ×4台
制御棒駆動装置冷却ユニット(×1)	EL38.7m(加圧器外)	粗フィルタ	ガラスファイバ	30枚 ^{※1}
格納容器空気浄化フィルタユニット(×1)	EL38.7m(A-SG外)	粗フィルタ	ガラスファイバ	5枚 ^{※1}
		微粒子フィルタ	ガラスファイバ	6枚 ^{※2}
		よう素フィルタ	活性炭	27枚 ^{※3}

(注) 高エネルギー配管の近くに設置されており、原子炉冷却材喪失事故時等にスクリーン閉塞の原因となり得るエアフィルタを抽出した

※1 サイズ: 590 × 590 × 292[mm] (約0.10m³)※2 サイズ: 610 × 610 × 292[mm] (約0.11m³)※3 サイズ: 731 × 618 × 160[mm] (約0.07m³)